MEMORIA TÉCNICA 1995-1997

CONTENIDO **Página**

Tomo 1

EL CENTRO DE INFORMACIÓN DEL
ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN)
Carregado, M.A. 1

EVALUACIÓN DE LA DOSIS POR EMANACIÓN DE RADÓN DESDE LAS COLAS
DE MINERAL DE URANIO EN MALARGÜE
Barón, J.H.; Bastianelli, B.H.; Ferrer, F.M. y Muñoz, G.J. 11

ESTUDIO DE INCERTIDUMBRES, SENSIBILIDAD E IMPORTANCIAS SOBRE
EL CÓDIGO SEDA
Barón, J.H.; Caruso, A.; Tellería, D.M. y Vinante, H. 21

ANÁLISIS DE LAS DOSIS OCUPACIONALES EN INSTALACIONES RADIACTIVAS Y
NUCLEARES
Curti, A.R.; Gómez Parada, I.M.; Pardo, G.R. y Thomasz, E. 29

FACTORES A CONSIDERAR EN LA ADMINISTRACIÓN DE IODO ESTABLE EN
ACCIDENTES RADIOLÓGICOS
Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Rojo, A.M.; Dubner, D.L. y Bruno, H.A. 37

AUDITORÍA REGULATORIA A LAS UNIDADES DE TELETERAPIA
Kay, J.M. 45

INFLUENCIA DE LA EDAD Y HÁBITO DE FUMAR SOBRE LAS FRECUENCIAS
ESPONTÁNEA Y RADIOINDUCIDA DE MICRONÚCLEOS EN LINFOCITOS HUMANOS
Di Giorgio, M.; Nasazzi, .B. y Heredia, M.L 51

GARANTÍA DE CALIDAD BASADA EN PERFORMANCE:
EL PUNTO DE VISTA REGULATORIO
Sajaroff, P.M. 59

DEVELOPMENT OF MEASURES TO ASSESS THE SAFETY OF EXISTING NUCLEAR
POWER PLANTS AND THE EFFECTIVENESS OF REGULATIONS AND REGULATORY
ACTIONS IN ARGENTINA
Sajaroff, P.M. 67

EL ENFOQUE REGULATORIO DE PERFORMANCE EN GARANTÍA DE CALIDAD:
APLICACIÓN A LA SEGURIDAD EN CENTRALES NUCLEARES
Sajaroff, P.M. 77

RESTART AUTHORISATION FOR THE ATUCHA-I NUCLEAR POWER PLANT
AFTER IN-CORE DAMAGE IN AUGUST 1988
Sajaroff, P.M. 87

IMPROVING SAFETY OF NPPs BY LEARNING FROM EXPERIENCE:
PRACTICES APPLIED IN ARGENTINA
Sajaroff, P.M. 93

TRANSIT TO A COMPREHENSIVE SAFEGUARDS REGIME
Beninson, D.J.; D´Amato, E. and Fernández Moreno, S. 101

ROLE OF A NATIONAL SYSTEM OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIAL UNDER ABACC´S REGIONAL SYSTEM
Fernández Moreno, S. and Estrada Oyuela, M. 111

DOSIMETRÍA DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA: ACTUALIZACIÓN DE LOS COEFICIENTES DE DOSIS PARA TRABAJADORES
Gómez Parada, I.M.; Rojo, A.M. y Sanguineti, R. 117

INTERRUPCIÓN DE LA LACTANCIA EN CASO DE ADMINISTRACIÓN DE RADIOFÁRMACOS A LA MADRE
Rojo, A.M.; Gómez Parada, I.M.; Dubner, D.L.; Gisone, P.A. y Pérez, M. del R. 129

COMPLEJOS MINERO-FABRILES DE URANIO DE LA REPÚBLICA ARGENTINA: MONITORAJE RADIOLÓGICO AMBIENTAL (1980-1994)
Bombén, A.M; Gómez, J.C. y Oliveira, A.A. 137

COMPARACIÓN DE LOS RESULTADOS OBTENIDOS CON ALGUNOS CÓDIGOS UTILIZADOS EN EL CÁLCULO DE BLINDAJES
Cruzate, J.A. y Hernández, D.G. 145

TEMPERATURAS EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE LA CNA I EN CONDICIONES DE FALTA DE REFRIGERACIÓN POR TA EN LA MÁQUINA DE CARGA
Marino, E.J.L. y Rosso, R.D. 155

MODELO DINÁMICO DE ACOPLAMIENTO DE UN SISTEMA DE GENERADORES DE VAPOR
Marino, E.J.L 169

ANÁLISIS PRELIMINAR DE MODOS DE FALLAS DE LA CONTENCIÓN DE LA CENTRAL DE ATUCHA I DURANTE ACCIDENTES SEVEROS
Barón, J.H.; Caballero, C.O. y Zárate, S.M. 185

METODOLOGÍA DE ANÁLISIS DE LA RESPUESTA DE CONTENCIÓN PARA EL APS DE LA CENTRAL CAREM-25
Barón, J.H. 195

NITRIC OXIDE AND RADIOINDUCED DAMAGE IN THE DEVELOPING BRAIN
Pérez, M. del R.; Bocanera, L.; Dubner, D.L. and Gisone, P.A. 205

INFLUENCE OF AGE, SEX AND LIFE STYLE FACTORS ON THE SPONTANEOUS AND RADIATION INDUCED MICRONUCLEI FREQUENCIES
Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A. 209

APERTURA ESPONTÁNEA DE LA DUCHA AUXILIAR FRÍA DEL PRESURIZADOR EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I
Marino, E.J.L. 215

RADIATION INDUCED CHROMOSOME ABERRATIONS AND INTERPHASE DNA GEOMETRY
Nasazzi, N.B.; Otero, D. and Di Giorgio, M. 223

THE PERFORMANCE OF REGULATORY ACTIVITIES BASED ON QUALITY PRACTICES: THE ARGENTINE EXPERIENCE
Sajaroff, P.M. 229

NUCLEAR SAFETY INFRASTRUCTURE IN ARGENTINA: THE REGULATORY PERSPECTIVE
Sajaroff, P.M. 239

FORTALECIMIENTO DEL RÉGIMEN DE NO PROLIFERACIÓN NUCLEAR: INICIATIVAS Y TENDENCIAS
STRENGTHENING OF NUCLEAR NON-PROLIFERATION SCHEME: INITIATIVES AND TENDENCIES
Fernández Moreno, S. 255

REGULATORY FUNCTIONS AND MEDICAL EXPOSURE
Arias, C.F. 263

MAGNETIC RESONANCE SAFETY BIOEFFECTS OF GRADIENT MAGNETIC FIELDS
Cenzano V., S.A.A. 269

SIMPLE METHOD FOR THE DETERMINATION OF NATURAL URANIUM AND ^{226}RA IN WATERS AND SOILS
Bombén, A.M. and Canoba, A.C. 275

URANIUM MINING AND MILLING SITES IN ARGENTINA: ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING (1981-1994)
Bombén, A.M.; Gómez, J.C. and Oliveira, A.A. 289

INFLUENCIA DE LA EDAD, SEXO Y CONDICIONES DE ESTILO DE VIDA SOBRE LAS FRECUENCIAS ESPONTÁNEA Y RADIOINDUCIDA DE MICRONÚCLEOS EN LINFOCITOS HUMANOS
Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A. 295

EVALUATION OF FLOW CYTOMETRIC RETICULOCYTE MATURITY INDEX (RMI) AS A DIAGNOSTIC AND PROGNOSTIC INDICATOR IN ACCIDENTAL TOTAL BODY IRRADIATION
Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.; Barboza, M.E.; Alva, R.; Reyes, E. and Robinson, A. 303

BLOOD OXIDATIVE STRESS PARAMETERS AND THEIR CORRELATION WITH INDICATORS OF BONE MARROW RECOVERY AFTER TOTAL BODY IRRADIATION
Dubner, D.L.; Pérez, M. del R. and Gisone, P.A. 309

EVALUACIÓN POR CITOMETRÍA DE FLUJO DEL ÍNDICE DE MADUREZ RETICULOCITARIA (IMR) COMO UN INDICADOR DIAGNÓSTICO Y PRONÓSTICO EN CASOS ACCIDENTALES DE IRRADIACIÓN CORPORAL TOTAL
Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.; Barboza, M.E.; Alva, R.; Reyes, E. y A. Robinson 317

RIESGO DE RADIACIÓN A BAJAS DOSIS
Beninson, D.J. 325

UNA DÉCADA DESPUÉS DE CHERNOBIL
Pérez, M. del R. 335

^{226}RA AND NATURAL URANIUM IN ARGENTINIAN BOTTLED MINERAL WATERS
Bombén, A.M.; Equillor, H.E. and Oliveira, A.A. 343

SAFETY ANALYSIS AS A REGULATORY TOOL: A CASE STUDY
Siraky, G. 349

LA LEGISLACIÓN NO NUCLEAR Y EL BIEN COMÚN
Ciallella, N.R. y Grancelli Cha, N. 365

A LEVEL III PSA FOR THE INHERENTLY SAFE CAREM-25 NUCLEAR POWER STATION
Barón, J.H.; Núñez, J. and Rivera, S. 421

ON THE CONVERGENCE OF RELAP5 CALCULATIONS IN A SINGLE-PHASE, NATURAL CIRCULATION TEST PROBLEM
Ferreri, J.C.; Ambrosini, W. And D´Auria, F. 427

RESOLUCIÓN NUMÉRICA DEL PROBLEMA DE STEFAN PARA MATERIALES HETEROGÉNEOS
Basombrío, F.G. 437

Tomo 2

AN ENTROPY-BASED METHOD FOR COMPUTING SOFTWARE STRUCTURAL COMPLEXITY
Roca, J.L. 455

THE ARGENTINE REMOTE MONITORING & SURVEILLANCE SYSTEM
Bonino, A.D.; Roca, J.L.; Pérez, A.C.; Pizarro, L.M.; Krimer, M.J.; Teira, R.O.; Higa, Z.C.; Saettone, S.; Monzón, J.A. y Moroni, D. 475

A HYPOTHETICAL CASE STUDY:
CAN SAFETY ANALYSIS BE USED AS A REGULATORY TOOL?
Siraky, G. 501

RELIABILITY ANALYSIS FOR ATUCHA II REACTOR PROTECTION SYSTEM SIGNALS
Roca, J.L. 523

DYNAMICAL DIFFUSION MODEL TO SIMULATE THE OXIDE CRYSTALLIZATION AND GRAIN GROWTH DURING OXIDATION OF ZIRCONIUM AT 573 AND 623K
García, E.A. 557

ANÁLISIS DE UN LOOP CONVECTIVO EN UNA CONTENCIÓN USANDO
EL CÓDIGO RELAP5 – MOD 3
Ventura, M.A. 575

MODELING OF LIQUID PHASE FORMATION DUE TO THE SOLID ZIRCALOY-4 / SOLID INCONEL 718 INTERACTION
San Martín, G.E. and García, E.A. 593

MODELADO POR ELEMENTOS FINITOS DE SITUACIONES DE INCENDIO EN CONTENEDORES PARA EL TRANSPORTE DE UF6
Basombrío, F.G. 615

MODELADO DE UNA SECUENCIA DE BLACKOUT EN ATUCHA I
CON EL CÓDIGO MARCH3
Barón, J.H. y Bastianelli, B. 633

CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS
Siraky, G. 643

FLUORIMETRÍA Y ESPECTROMETRÍA ALFA
Bombén, A.M. 663

REGIONAL SAFEGUARDS ARRANGEMENTS: THE ARGENTINA-BRAZIL EXPERIENCE
Marzo, M.; Lee Gonzales, H.; Iskin, M.C.L. and Vicens, H.E. 681

CENTELLEO LÍQUIDO
Bombén, A.M. 697

ESTUDIO DE LA COMBUSTIÓN DE HIDRÓGENO EN LA CONTENCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I
Barón, J.H. y González Videla, E. 729

TÉRMINOS FUENTE EN ATUCHA I PARA SECUENCIAS INICIADAS CON TRANSITORIOS
Barón, J.H. y Bastianelli, B. 741

REGULATORY CONTROL OF MAINTENANCE ACTIVITIES IN ARGENTINE NUCLEAR POWER PLANTS
Calvo, J.C. y Caruso, G.J. 749

RESIDUOS RADIACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD: CONSIDERACIONES SOBRE SU ELIMINACIÓN FINAL
Ciallella, N.R. 755

RADIACIÓN, ÓXIDO NÍTRICO Y MUERTE CELULAR
Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Michelin, S.C. y Gisone, P.A. 799

ANALYSIS OF THE WHOLE BODY MONITORING DATA IN A CASE OF ACCIDENTAL INHALATION OF ^{60}CO AEROSOLS
Gómez Parada, I.M. and Rojo A.M. 805

EL ONCOGEN C-ERBB-2 (NEU/HER-2) Y SU EXPRESIÓN EN EL CÁNCER DE MAMA HUMANO
Michelin, S.C. y Mayo, J. 811

ESTUDIO DE LA RESPUESTA ADAPTATIVA A BAJAS DOSIS DE RADIACIÓN EN CÉLULAS DE HAMSTER CHINO
Michelin, S.C.; Pérez, M.del R.; Dubner, D.L. y Gisone, P.A. 827

IMPLEMENTATION OF PREVENTION MEASURES OF ILLICIT TRAFFIC OF NUCLEAR MATERIAL
Rodríguez, C.E.; Cesario, R.H.; Cabrera, A.; Martín, J. and D'Apice, A. 833

ATUCHA-I NUCLEAR POWER PLANT: THE REGULATORY PERSPECTIVE
Sajaroff, P.M. 841

APPROACH ON DECOMMISSIONING OF NUCLEAR INSTALLATIONS IN ARGENTINA
Siraky, G. 847

ASPECTOS REGULATORIOS DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN ARGENTINA
Siraky, G. 855

ELIMINACIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD
Ciallella, N.R. 865

DOE-ARN PROPOSED METHOD TO VERIFY URANIUM INVENTORY AT THE PILCANIYEU GASEOUS DIFFUSION ENRICHMENT PLANT
Bonino, A.D.; Righetti, M.A.; Mayer II, R.L.; McGinnis, B.R.; Royce, R.R. and Reilly, D. 879

ASSESSMENT OF THE PHYSICAL PROTECTION SYSTEM
Fernández Moreno, S.; Rodríguez, C.E. and Cesario, R.H. 885

MODÉLISATION DIFFUSIONNELLE DE L´OXYDATION DU ZIRCALOY-4 À 400ºC DANS LA VAPEUR D´EAU. EFFECT DE LA TAILLE DES PRÉCIPITÉS
García, E.A. et Beranger, G. 895

ASSESSMENT OF PHYSICAL PROTECTION SYSTEMS
Rodríguez, C.E.; Cesario, R.H. and Cabrera, A. 907

IMPLANTACIÓN DE LA CULTURA DE SEGURIDAD EN CENTRALES NUCLEARES
Touzet, R.E. 915

TOMO I

El Centro de Información del Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN)

Carregado, M.A.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

EL CENTRO DE INFORMACIÓN DEL ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN)

Carregado, M.A.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

El Centro de Información (C.I.) del Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) cuenta con gran cantidad de recursos, en materia bibliográfica, puestos al servicio de los usuarios del ENREN, que permiten auxiliarlos en su tarea cotidiana.

Este Centro comenzó como Biblioteca de la Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad de la Comisión Nacional de Energía Atómica, en el año 1966, brindando a los usuarios la bibliografía adecuada para su desempeño en el ámbito de la protección radiológica y la seguridad nuclear.

A principios de 1980, y al ir complementándose con nuevos servicios, la biblioteca se convirtió en un centro de información, en el cual, en 1981, se empezó a realizar las primeras búsquedas bibliográficas automatizadas.

Actualmente, la gran cantidad de material bibliográfico que posee este Centro, y el manejo de bases bibliográficas en forma automatizada, hicieron posible transformar la antigua biblioteca en el C.I. que hoy tenemos y poder brindar apoyo informático, no solo a profesionales y científicos del área de protección radiológica y seguridad nuclear, sino también a usuarios externos al Ente Nacional, interesados en la temática que nos compete.

MATERIAL BIBLIOGRAFICO

El Centro de Información posee una cantidad importante de material bibliográfico diverso, ya sea que se trate de: publicaciones periódicas, libros, informes, artículos primarios, microfichas, cd-rom, etc.

Se estima que el C.I. cuenta con:

Títulos de publicaciones periódicas = 110
Microfichas = 12.000
Libros = 1.600
Informes = 4.200
Artículos primarios = 7.500
Normas = 300
Discos cd-rom = 40

De la extensa temática que tratan las citadas publicaciones, se pueden citar temas tales como: elementos de radiactividad, efectos biológicos de la radiación, aspectos operacionales y tecnológicos de la protección radiológica, tipos de reactores, análisis de riesgos en centrales nucleares, entre otros.

Entre las publicaciones (revistas) se pueden nombrar: HEALTH PHYSICS, RADIATION BIOLOGY, RADIATION RESEARCH, entre otras,

específicas dentro del tema de protección radiológica. Otras, dentro del área de la seguridad nuclear son NUCLEAR SAFETY, RISK ANALYSIS, IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCE, entre las más consultadas.

Las normas más relevantes son las REGULATORY GUIDE, provenientes de la Nuclear Regulatory Commission, las ANS de la American Nuclear Society, y las A.R. elaboradas por la Autoridad Regulatoria Argentina.

Asimismo, se pueden destacar los informes de la Nuclear Regulatory Commission (NUREG), como así también los KBS-SKB (SWEDISH NUCLEAR FUEL WASTE MANAGEMENT), CEA (COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE), ANL (ARGONNE NATIONAL LABORATORY), etc.

DETALLE DEL MATERIAL BIBLIOGRAFICO EXISTENTE EN EL C.I.

TITULOS DE PUBLICACIONES PERIODICAS:

ANNALS OF THE ICRP
CURRENT CONTENTS
EARTHQUAKES AND VOLCANOES
ENVIRONMENTAL SCIENCE AND TECHNOLOGY
GENETIC COUNSELING
HEALTH PHYSICS
IEEE TRANSACTIONS ON NUCLEAR SCIENCES
IEEE TRANSACTIONS ON RELIABILITY
INTERNATIONAL JOURNAL OF EPIDEMIOLOGY
INTERNATIONAL JOURNAL OF RADIATION BIOLOGY
JOURNAL OF AEROSOL SCIENCES
JOURNAL OF ENVIRONMENTAL QUALITY
JOURNAL OF RADIATION RESEARCH
JOURNAL OF RADIOLOGICAL PROTECTION
LANCET
MEDICAL PHYSICS
NUCLEAR SAFETY
NUCLEAR TRACKS AND RADIATION MEASUREMENTS
RADIATION PROTECTION DOSIMETRY
RADIATION RESEARCH
RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT
RADIOLOGICAL PROTECTION BULLETIN
RADIOPROTECTION
RISK ANALYSIS
STAIN TECHNOLOGY

PRINCIPALES SIGLAS DE MICROFICHAS E INFORMES:

AECL	EUR	ORNL
AERE	IAEA-TECDOC	PNL
ANL	ICRU	RERF
BNL	INFO	RISO
BNWL	ISH	RLO
CEA	KBS	SRD
CONF	LA	SSI
DOE	LMF	TID
EML	NCRP	UCRL
EPA	NRPB	WASH
EPRI		

TEMATICA DE LIBROS Y DOCUMENTOS PRIMARIOS:

Todos relacionados con el área de la protección radiológica y la seguridad nuclear:

FISICA

QUIMICA

MATEMATICA

ESTADISTICA

INGENIERIA

MEDIO AMBIENTE

MEDICINA

ZOOLOGIA

COMPUTACION

INFORMATICA

PRINCIPALES SIGLAS DE NORMAS:

ANS	IRAM
ANSI	ISO
CALIN - AUTORIDAD REGULATORIA	KTA
DIN	KWU
IEEE	REG. GUIDE - N.R.C.

BASES BIBLIOGRAFICAS

BASES DE DATOS EN CD-ROM

En la actualidad, la búsqueda de un determinado tema, ya sea para saber lo que se ha publicado o escrito al respecto, como así también para conocer quienes son los principales investigadores en una línea temática, se simplifica muchísimo a través de las bases de datos bibliográficas elaboradas en discos compactos CD-ROM (compact disk-read only memory).

Dichas bases, nos permiten realizar en forma exhaustiva, búsquedas por cualquier palabra que esté involucrada en el título, resumen, etc., como así también por autor, autor corporativo, institución o nombre de revista.

La principal base de datos, de suma utilidad para la tarea regulatoria, y en la cual se encuentra todo lo relacionado sobre la seguridad radiológica y nuclear, es la base INIS (International Nuclear Information System) del Organismo Internacional de Energía Atómica.

Otra base de gran importancia, específicamente sobre temas médicos y biológicos es la base MEDLINE de la National Library of Medicine, como así también la EXCERPTA MEDICA (Radiology & Nuclear Medicine).

Asimismo utilizamos en menor grado la base POLTOX sobre ambiente, polución y toxicología.

BASES DE DATOS AUTOMATIZADAS

El Centro de Información del ENREN cuenta con bases de datos propias, algunas creadas por el mismo, y otras elaboradas por dependencias de la CNEA (Comisión Nacional de Energía Atómica) que sirven de apoyo en las tareas habituales y para satisfacer los requerimientos de los usuarios.

Dichas bases de datos, tanto las propias como las otras, y en su casi totalidad confeccionadas en el programa MICROISIS de la UNESCO, se van actualizando constantemente con el ingreso de nuevo material bibliográfico que va llegando al sector.

Entre las principales bases propias podemos nombrar las siguientes:

BASE DE DATOS "NORMAS", para el ingreso y recuperación de normas internacionales y nacionales referentes a la actividad regulatoria.

BASE DE DATOS "GPRS", para la incorporación de documentos primarios solicitados a instituciones internacionales.

BASE DE DATOS “MAC”, formada por todos los informes elaborados por

la Nuclear Regulatory Commission (NUREG).

BASE DIRECTORIO INTERNACIONAL, compuesta por direcciones de organismos e instituciones internacionales relacionadas con la protección radiológica y la seguridad nuclear.

Entre las bases de datos que se utilizan, no creadas por nuestro Centro de Información del ENREN, y que son prioritarias para la búsqueda de material bibliográfico, se pueden mencionar:

BASE DE DATOS PERSIS, base de datos de publicaciones periódicas de la Comisión Nacional de Energía Atómica, en las cuales se incluyen las colecciones de revistas de la totalidad de la CNEA y de las que corresponden al ENREN.

BASE DE DATOS DOCSIS, base de datos de libros y congresos ingresados desde 1985 en la Biblioteca Central de la Comisión Nacional de Energía Atómica, como así también las recibidas en el ENREN.

BASE DE DATOS ARCAL, base de datos de publicaciones periódicas en el ámbito de América Latina y el Caribe.

PEDIDOS AL EXTERIOR

Los artículos primarios requeridos, que no se encuentran en el país, son solicitados al exterior, mediante dos caminos: directo o por intermediarios.

El camino directo se utiliza cuando se trata de un artículo que no se necesita consultar con urgencia, entonces se solicita el mismo directamente a su autor.

Uno de los principales servicios con que cuenta este Centro es el ofrecido por la BRITISH LIBRARY (B.L.), que permite recuperar el trabajo en aproximadamente diez días, de manera indirecta y actuando la B.L. como intermediario.

SISTEMAS AUTOMATIZADOS DE MATERIAL DE REFERENCIA

El Centro de Información cuenta con el servicio automatizado de CURRENT CONTENTS, que permite a los usuarios consultar la totalidad del contenido de las publicaciones periódicas de su interés.

Estas publicaciones, que anteriormente se editaban únicamente en papel, en la actualidad se presentan en CD-ROM o en diskette, siendo esta última opción la elegida por nuestros usuarios.

Nuestro Centro cuenta con cuatro series importantes (Agriculture, Biology & Environmental Sciences /Engineering, Technology & Applied Sciences/Life Sciences/Physical, Chemical &

Earth Sciences), que abarcan el área de ingeniería, agricultura, física, química, biología, medicina, etc.

Este sistema posibilita realizar búsquedas por título, autor, dirección, fuente, disciplina, lenguaje, etc., hasta la fase final de la carta impresa para su despacho.

SERVICIO DE PRESTAMOS AUTOMATIZADO

Todos los préstamos de material bibliográfico realizados en nuestro Centro de Información se efectúan en forma automatizada. Para ello se ha instalado la base de datos PRESTA, la cual interactúa con dos bases principales DOCSIS (libros, informes,etc) y PERSIS (publicaciones periódicas). Dicho sistema nos permite realizar los préstamos, controlar el material adeudado por cada usuario, realizar las devoluciones correspondientes y los reclamos necesarios.

COMUNICACION AL EXTERIOR

Aproximadamente a principios de 1989 el Centro de Información fue incorporando sistemas de comunicación en forma prácticamente directa con el exterior. Primeramente utilizó el sistema BITNET (Red Académica Mundial), que nos posibilitó la comunicación con investigadores de instituciones internacionales.

Luego, a mediados de 1994 se conectó con una de las redes mundiales más importantes: INTERNET. Actualmente esta red nos permite utilizar su servicio para correo electrónico con Argentina y con el exterior, y principalmente para ingresar a otras bases de datos de sumo interés para usuarios del Centro de Información del ENREN.

SERVICIOS DE APOYO

El Centro de Información cuenta con apoyo que ayuda a un total servicio al usuario. Entre ellos podemos contar con el servicio de reprografía, ya sea fotocopias a papel de informes editados en micronegativos a través de un lector de microfichas, como así también artículos de revistas, separatas de libros, documentos primarios y boletines de contenidos con el material bibliográfico ingresado en nuestro Centro.

También contamos con un servicio de fax-modem, instalado en el C.I.

Asimismo, el C.I., realiza préstamos interbibliotecarios con otras bibliotecas para obtener aquel material requerido por el usuario y que esta no posee.

Conclusión

Los medios tecnológicos-informáticos con que cuenta el C.I., cumplen en forma rápida y eficiente los requerimientos, en materia bibliográfica, de los usuarios del ENREN, como así también la demanda de información de usuarios externos al mismo.

Por otra parte, este Centro trata de incorporar nuevos servicios y mantener actualizadas sus bases de datos y el material bibliográfico disponible, que ayudan a complementar las tareas desempeñadas por investigadores y profesionales en el área de la protección radiológica y la seguridad nuclear.

ANEXO I

PRINCIPALES SIGLAS DE MICROFICHAS E INFORMES CORRESPONDIENTES A DETERMINADAS INSTITUCIONES

AECL	ATOMIC ENERY OF CANADA LTD., CANADA.
AERE	ATOMIC ENERGY RESEARCH ESTABLISHMENT, UK.
ANL	ARGONNE NATIONAL LABORATORY, USA.
BNL	BROOKHAVEN NATIONAL LABORATORY, USA.
BNWL	BATTELLE PACIFIC NORTHWEST LABS., USA.
CEA	COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, FRANCE.
DOE	DEPARTMENT OF ENERGY, USA.
EML	ENVIRONMENTAL MEASUREMENTS LABORATORY, USA.
EPA	ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, USA.
EPRI	ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, USA.
EUR	COMMISSION OF THE EUROPEAN COMMUNITIES, LUXEMBOURG.
IAEA-TECDOC	INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY - TECHNICAL DOCUMENTS.
ICRU	INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, USA.
INFO	ATOMIC ENERGY CONTROL BOARD, CANADA.
ISH	INSTITUT FUER STRAHLENHYGIENE, GERMANY.
KBS-SKB	SWEDISH NUCLEAR FUEL WASTE MANAGEMENT, SWEDEN.
LA	LOS ALAMOS SCIENTIFIC LABORATORY, USA.
LMF	LOVELACE BIOMEDICAL & ENVIRONMENTAL RESEARCH INSTITUTE, USA.
NCRP	NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, USA.
NRPB	NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, UK.
NUREG	NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, USA.
ORNL	OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, USA.
PNL	PACIFIC NORTHWEST LABORATORY, USA.
RERF	RADIATION EFFECTS RESEARCH FOUNDATION, JAPAN.
RISO	RISO NATIONAL LABORATORY, DENMARK.
RLO	RICHLAND OPERATIONS OFFICE, DEPT.OF ENERGY, USA.
SRD	SAFETY AND RELIABILITY DIRECTORATE, UK.
SSI	SWEDISH RADIATION PROTECTION INSTITUTE, SWEDEN.
TID	TECHNICAL INFORMATION CENTER, DEPT.OF ENERGY, USA.
UCRL	UNIVERSITY OF CALIFORNIA, LAWRENCE LIVERMORE LABORATORY, USA.
WASH	ATOMIC ENERGY COMMISSION, USA.

ANEXO II

PRINCIPALES SIGLAS DE NORMAS ELABORADAS POR DISTINTOS ORGANISMOS INTERNACIONALES

ANS	AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, USA.
ANSI	AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, USA.
AR	AUTORIDAD REGULATORIA, ENREN, ARGENTINA.
DIN	DEUTSCHES INSTITUT FUER NORMUNG, GERMANY.
IEEE	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS, USA.
IRAM	INSTITUTO ARGENTINO DE RACIONALIZACION DE MATERIALES, ARGENTINA.
ISO	INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, SWITZERLAND.
KTA	KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS, GERMANY.
KWU	KRAFTWERK UNION AKTIENGESELLSCHAFT, GERMANY.
REG. GUIDES	NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, USA.

ANEXO III

TITULOS DE PUBLICACIONES PERIODICAS SEPARADAS POR GRANDES TEMAS.

SEGURIDAD Y PROTECCION
- ANNALS OF THE ICRP
- JOURNAL OF RADIOLOGICAL PROTECTION
- NUCLEAR SAFETY
- RADIATION PROTECTION DOSIMETRY
- RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT
- RADIOLOGICAL PROTECTION BULLETIN
- RADIOPROTECTION
- RISK ANALYSIS

FISICA
- CURRENT CONTENTS (PHYSICAL, CHEMICAL & EARTH SCIENCES)
- JOURNAL OF AEROSOL SCIENCES

QUIMICA
- CURRENT CONTENTS (PHYSICAL, CHEMICAL & EARTH SCIENCES)
- JOURNAL OF AEROSOL SCIENCES
- ANALYTICAL CHEMISTRY

GEOLOGIA
- CURRENT CONTENTS (PHYSICAL, CHEMICAL & EARTH SCIENCES)
- EARTHQUAKES AND VOLCANOES

AGRICULTURA
- CURRENT CONTENTS (AGRICULTURE, BIOLOGY & ENVIRONMENTAL SCIENCES)

BIOLOGIA
- CURRENT CONTENTS (AGRICULTURE, BIOLOGY & ENVIRONMENTAL SCIENCES)
- CURRENT CONTENTS (LIFE SCIENCES)
- GENETIC COUNSELING
- INTERNATIONAL JOURNAL OF RADIATION BIOLOGY
- JOURNAL OF ENVIRONMENTAL QUALITY
- JOURNAL OF RADIATION RESEARCH
- RADIATION RESEARCH
- STAIN TECHNOLOGY

ECOLOGIA
- CURRENT CONTENTS (AGRICULTURE, BIOLOGY & ENVIRONMENTAL SCIENCES)
- ENVIRONMENTAL, SCIENCES AND TECHNOLOGY
- JOURNAL OF ENVIRONMENTAL QUALITY
- ATMOSPHERIC ENVIRONMENT
- ENVIRONMENTAL RESEARCH
- WATER, AIR & SOIL POLLUTION

MEDICINA
- CURRENT CONTENTS (LIFE SCIENCES)
- HEALTH PHYSICS
- INTERNATIONAL JOURNAL OF RADIATION BIOLOGY
- LANCET
- MEDICAL PHYSICS
- AMERICAN INDUSTRIAL HYGIENE ASSOCIATION JOURNAL
- ARCHIVES DES MALADIES PROFFESSIONNELLES DE MEDICINE DU TRAVAIL ET DE SECURITE SOCIALE
- JOURNAL EPIDEMIOLOGY & COMMUNITY HEALTH
- JOURNAL OF NUCLEAR MEDICINE, SUPPL.

RADIOLOGIA
- INTERNATIONAL JOURNAL OF RADIATION BIOLOGY
- RADIATION RESEARCH

ATMOSFERA
- ATMOSPHERIC ENVIRONMENT
- TELLUS

INGENIERIA
- CONTROL ENGINEERING
- NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN

Evaluación de la dosis por emanación de radón desde las colas de mineral de uranio en Malargüe

Barón, J.H.; Bastianelli, B.H.; Ferrer, F.M. y Muñoz, G.J.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

EVALUACIÓN DE LA DOSIS POR EMANACIÓN DE RADÓN DESDE LAS COLAS DE MINERAL DE URANIO EN MALARGÜE[1]

Barón, J.H.; Bastianelli, B.H.; Ferrer, F.M. y Muñoz, G.J.

Ente Nacional Regulador Nuclear
y
Centro de Estudios de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería
Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

Resumen:

El objetivo del presente trabajo consiste en la estimación del impacto ambiental que producen las colas de mineral de uranio actualmente presentes en Malargüe, debido a la dispersión atmosférica del radón existente en dichas colas y su inhalación por parte de personas que habitan en las inmediaciones.

El Complejo Fabril Malargüe se encuentra ubicado en el sur de la Provincia de Mendoza, aproximadamente a 1 km del centro de la ciudad del mismo nombre. El Complejo fue una instalación para el tratamiento de minerales de uranio, cuya puesta en marcha data del año 1954 y que operó hasta Diciembre de 1986.

Como residuo de este proceso industrial se generaron aproximadamente 700 mil toneladas de mineral empobrecido en uranio, que ocupan actualmente unas nueve hectáreas, formando cuatro pilas con una altura de unos seis metros sobre el nivel del terreno. Actualmente se encuentra en discusión la disposición final de estos residuos, y es en este marco en que se encuadra el presente trabajo.

En el trabajo se ha desarrollado un modelo de dispersión por pluma gaussiana que utiliza la información meteorológica de la zona, con correlaciones adaptadas para las clases de estabilidad atmosférica utilizando el modelo de Pasquill-Gifford.

El modelo se alimenta con la información meteorológica proporcionada por dos torres ubicadas a tal fin por la Comisión Nacional de Energía Atómica, que brindan información cada media hora. Se dispone información para 211 días completos.

El modelo considera la dispersión por efecto del viento, la corrección por duración de la emisión (discretizada en intervalos de media hora), la clase de estabilidad (elegida automáticamente en función de la hora del día y la velocidad del viento), y el decaimiento radiactivo. El modelo además calcula la dosis por inhalación con un factor de desequilibrio dependiente del tiempo transcurrido desde la emanación. Finalmente, integra esta dosis en el tiempo para obtener dosis anuales en cualquier punto de coordenadas.

Se ha prestado especial atención al hecho de tratarse de una fuente extendida, para lo cual se han realizado diversas discretizaciones de la misma hasta lograr resultados confiables. El modelo permite realizar cálculos comparativos.

Como resultado del trabajo se han obtenido las dosis integradas anuales para cuatro grupos críticos de interés, que corresponden a tres viviendas cercanas a la instalación, y al centro de la ciudad de Malargüe.

[1] Proyecto financiado por el Consejo de Investigaciones de la Universidad Nacional de Cuyo (CIUNC).

EVALUATION OF THE DOSE DUE TO RADON RELEASE FROM URANIUM MINING TAILINGS AT MALARGÜE SITE[2]

Barón, J.H.; Bastianelli, B.H.; Ferrer, F.M. y Muñoz, G.J.

Ente Nacional Regulador Nuclear
and
Centro de Estudios de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería
Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

Abstract

The objective of this work is the environmental impact evaluation of the uranium mining tailings actually sited in Malargüe, due to atmospheric dispersion of radon gas and its inhalation by inhabitants of the vicinity.

Malargüe Factory Complex is located at the south of Mendoza Province, aproximately at 1 km from Malargüe city town. The complex was an industrial installation to treat uranium mineral, wich started operation in 1954 and was operable until December 1986.

As a by-product of this industrial process aproximately 700 thousand tons of tailings were generated. They actually cover about 9 Ha in four piles with a ~ 6 m heigth above the ground. Their final disposal is at present under discussion, and in this frame the present work is performed.

In the work a gaussian-plume disperssion model was developed, using local meteorogical data, with specific correlations to consider the different stability classes, according to the Pasquill-Gifford concept.

The model is fed with the meteorogical information provided by two towers mounted by the Atomic Energy Commision , that bring. Information each half hour information for 211 full days is available.

The model considers the wind induced disperssion, the corrections for emission period (discretized inhalf hour intervals), the stability class (automatically chosen as a function of day time and wind speed) and radiactive decay. The model calculates the inhalation dose with a non-equilibrim factor which depends on the time since release. Finally the model integrates the dose in time, and provides yearly doses in any coordinates point.

Special attention was devoted to the fact that the source is extended, and several source discretizations were performed until reliable results were obtained. The model allows for comparative calculations.

As the work result the yearly doses were obtained, for four "critical groups" of interest. They correspond to three nearby houses, and to dowtown Malargüe.

[2] Proyect sponsored by the Consejo de Investigaciones de la Universidad Nacional de Cuyo (CIUNC).

1. Introducción

El Complejo Fabril Malargüe se encuentra ubicado en el sur de la Provincia de Mendoza, República Argentina, aproximadamente a 1 km del centro de la ciudad del mismo nombre. El Complejo fue una instalación para el tratamiento de minerales de uranio, cuya puesta en marcha data del año 1954 y que se encuentra actualmente desmantelado. Fue el primer complejo para este fin con que contó nuestro país.
Como residuo de este proceso industrial del Complejo Fabril Malargüe se generaron aproximadamente 700 mil toneladas de mineral empobrecido en uranio, que ocupan actualmente unas nueve hectáreas, formando cuatro pilas con una altura de unos seis metros sobre el nivel del terreno.

2. Impacto ambiental

El material de las colas de mineral, al poseer uranio residual, continúa generando productos de desintegración radiactivo, de los cuales el radón escapa a la atmósfera, por ser un gas.
El gas radón es radiactivo, pero su efecto dosimétrico es despreciable, dado que al tratarse de un gas noble no se metaboliza en los organismos humanos, sin embargo, varios de los productos de desintegración del radón (progenie del radón) son también radiactivos y, al no ser gases nobles, se dispersan como aerosoles que sí pueden quedar retenidos en el tejido pulmonar durante la respiración. Entre las constituyentes de la progenie del radón se encuentran el Po-218, el Pb-214 y el Bi-214, que son productos radiactivos sólidos. El Rn-222 alcanza el equilibrio en espacios cerrados luego de unas cuatro horas aproximadamente, siendo éste estado (el de equilibrio) el de mayor peligrosidad en cuanto a la dosis que produce. Para tiempos más breves, el radón no se encuentra en equilibrio con sus hijas y por lo tanto produce dosis menores en caso de ser respirado. Este hecho se tiene en cuenta mediante un factor de desequilibrio, que va aumentando en función del tiempo. El hecho de que la progenie del radón sean sólidos (que precipitan), hace que en espacios abiertos no se alcance el equilibrio en aire.
En este trabajo, se ha utilizado un modelo que desprecia dicha precipitación, considerando por lo tanto que los resultados son conservativos en cuanto a las condiciones de equilibrio del radón con su progenie.
El radón liberado de las pilas de mineral (con un estado de equilibrio con sus hijas variable en el tiempo) es dispersado por los vientos de la zona y por lo tanto se generan concentraciones de material radiactivo en la proximidad de los lugares ocupados por seres humanos.
El primer objetivo de este proyecto es, por lo tanto, evaluar la concentración de radón y su estado de equilibrio con su progenie en las zonas próximas al Complejo Fabril Malargüe, donde viven personas.
Estos grupos de personas serán considerados como "grupos críticos" para quienes se pretende estimar las dosis radiactivas anuales.
Dado que las condiciones meteorológicas son muy variables con el tiempo en la zona en cuestión, una medición instantánea no es representativa de la dosis anual, por lo que la medición directa de concentraciones en las ubicaciones de los grupos críticos no resulta suficiente para obtener dosis integradas anuales.
Por otro lado, la existencia de diversas posibles fuentes de radón (además de las pilas de mineral de uranio) hacen necesario modelar la dispersión desde las pilas, de modo de poder estimar el efecto del radón que escapa de las pilas, diferenciándolo del "fondo" de la zona.

3. Modelación de la Dispersión Atmosférica

En este trabajo se el modelado se realizará con la teoría estadística. Estas teorías han sido desarrolladas con anterioridad al problema de difusión de sustancias radioactivas por lo que necesitan ser adaptadas. En el caso de dispersión atmosférica de sustancias radioactivas es necesario tener en cuenta lo siguiente:
a) En general, para contaminantes comunes, importa la exposición en períodos de tiempo cortos; para sustancias radioactivas importan también efectos a largo plazo, por ejemplo dosis anuales.
b) Las transformaciones químicas de sustancias nocivas y el decaimiento radioactivo requieren un tratamiento especial.

4. Modelo Utilizado

En este trabajo se utilizó el modelo de pluma gaussiana. Se hacen las siguientes suposiciones:
a) La superficie terrestre es homogénea
b)Tanto la dirección y la velocidad del viento como la intensidad de la turbulencia no varían con el tiempo.
c) La sustancia es pasiva y no se deposita sobre el terreno.
El intervalo de tiempo en el cual se realiza el muestreo es de particular importancia, se trabajó con 30 minutos, dado que se contaba con los datos meteorológicos reales del lugar tomados para ese intervalo - además se consideraron constantes las condiciones climáticas durante ese período.
Para evaluar los efectos sobre la población debido a inhalación de radionucleídos se calcula la dosis:

dosis = intensidad de la fuente x factor de dilución x factor de dosis

El modelo de Pasquill-Gifford propone un sistema para clasificar la dispersión turbulenta sobre la base de datos horarios. Su aplicabilidad está ampliamente difundida y ha sido verificada en numerosas experiencias. La estabilidad atmosférica cerca del suelo depende de la radiación solar y del viento. Durante el día la radiación es función de la altura del sol sobre el horizonte y durante la noche depende de la cobertura nubosa. En función de ambos parámetros Pasquill establece 6 categorías de estabilidad denominadas con las letras A (extremadamente inestable) a F (moderadamente estable),
Debido a que no se contaba con datos precisos referidos a la nubosidad de la zona se adoptó una estabilidad atmosférica en función de la velocidad del viento y de la hora del día.

Velocidad del Viento [m/s]	Día		Noche
	Radiación Solar		Nubosidad < 3/8
	Moderada	Débil	Claras
< 2	A	B	F
2 - 3	B	C	F
3 - 5	B	C	E
5 - 6	C	D	D
> 6	D	D	D
Hora	11 a 15 y 15 a 19	7 a 11	19 a 7

Es de particular interés conocer los efectos de exposición por emisiones de larga duración, por ejemplo un año. Para emisiones de larga duración se debe calcular un factor de dilución que puede determinarse como una superposición de magnitudes parciales calculadas para períodos, por ejemplo horas (en nuestro caso ½ hora), en los que se suponen condiciones meteorológicas constantes. Para emisiones constantes o continuas que se suponen distribuidas por el viento de acuerdo con la distribución anual de frecuencias de las distintas condiciones meteorológicas, es posible calcular el factor de dilución a largo plazo.

5. Desarrollo

Para la realización de este trabajo se contaba con la siguiente información:

- Topografía de la zona estudiada, con la ubicación las pilas como así también de los grupos críticos.

- Meteorología real del lugar a partir de datos tomados por una torre meteorológica durante aproximadamente 7 meses, los datos comprendían: fecha, hora, velocidad y dirección del viento, humedad relativa, temperatura a 1.5 m y 10 m de altura y presión atmosférica. Los mismos registrados cada ½ hora, **ref [5]**
- Mediciones de tasas de emanación de radón realizadas sobre las pilas, **ref [6]**

Las colas de mineral de uranio se encuentran agrupadas en 4 pilas, de cada una de las cuales se contaba con las respectivas tasas de emisión promedio en $Bq/m^2/s$ (Bequerelios por metro cuadrado por segundo).
Estas pilas representan fuentes distribuidas, por lo cual fue necesaria la discretización espacial de las mismas para poder considerarlas fuentes puntuales, se obtuvo el área y el baricentro de cada uno de ellos.
En el modelo de dispersión se consideraron 13, 4 y 1 puntos de emisión; realizándose los cálculos respectivos con estas tres suposiciones, permitiendo de esta manera corroborar la validez de la discretización utilizada. Las mediciones de áreas de las pilas fueron obtenidas sobre los planos de la zona, y las tasas de emanación de los datos medidos por la Comisión Nacional de Energía Atómica.
Se realizaron los cálculos para los siguientes grupos críticos :

Grupo Crítico 1: Son viviendas ubicadas junto a las vías del ferrocarril al Sur-Oeste del Complejo.
Grupo Crítico 2: El más cercano al Complejo contituido por una vivienda ubicada al Sur-Este del mismo.
Grupo Crítico 3 : Corresponde a una vivienda ubicada al Nor-Este del Complejo.
Grupo Crítico 4 : El más alejado del Complejo y representa a un poblador promedio de la ciudad de Malargue ya que estaría ubicado en la plaza departamental, aproximadamente a 1 km al Sur-Oeste de la Planta.

6. Cálculo de la concentración

Para cada punto de emisión y cada grupo crítico, se utilizó la siguiente ecuación para la obtención de la concentración:

$$c(x,y,z) = \frac{TeA}{2\pi u\, s_x\, s_z} e^{-\frac{y^2}{2s_y^2}} \left[e^{-\frac{(z-H)^2}{2s_z^2}} + esup- \frac{(z+H)^2}{2\,s_z^2} \right] e^{-\lambda t}$$

Te: tasa de emisión correspondiente $[Bq/m^2/s]$
λ : constante de decaimiento del radón [1/seg]
H :altura de la fuente [m]
A: área en m^2
u: velocidad del viento en m/s
s_y: desviacion standard en dirección y (• al viento)
s_z: desviacion standard en dirección z (vertical)
z: altura del grupo crítico (se tomó z= 1 m)

Como la hipótesis sobre la que se obtuvo esta fórmula de la concentración supone que el origen de coordenadas está ubicado en la fuente de emisión, y que el eje del penacho coincide con el eje x, era necesaria la coordenada del grupo crítico en dirección perpendicular al viento. Con este fin se realizó una rotación de ejes de la posición original (eje X positivo hacia el Norte) hasta la dirección coincidente con la del viento en cada intervalo analizado. Los valores de s_y y s_z fueron evaluados usando las fórmulas de MARTIN-TIKVART para las categorías A-F de PASQUILL. Dado que las emisiones ocurren durante un cierto lapso de tiempo, debe corregirse la dispersión según el eje Y por la duración de la emisión, para tener en cuenta fluctuaciones en la dirección del viento durante el período de emisión

$$S'y = Sy(\frac{Td}{0.05})^{1/3}$$

Td : tiempo de duración de la descarga en horas, de acuerdo a los datos atmosféricos, 0.5 (½ hora)
y : la coordenada en la dirección perpendicular al viento.

7. Cálculo de la tasa de dosis

La tasa de dosis para cada grupo crítico se estimó mediante la siguiente ecuación:

$$H = c(x,y,z)\frac{DT}{P}$$

T: es la tasa de respiración = 7300 m^3/año
P: 30 min/año
D = a x b x c es el factor dosimétrico en Sv/Bq
a : factor de desequilibrio, se obtuvo de la tabla siguiente en función del tiempo desde que se produjo la emisión : tiempo = distancia / velocidad del viento
b: 3 Sv/Joule
c: 5.6 x 10^{-9} Joule/Bq

t [min]	F	t [min]	F	t [min]	F
0	0.000	30	0.422	120	0.924
2	0.044	40	0.525	150	0.966
5	0.098	50	0.613	180	0.987
10	0.174	60	0.687	210	0.997
20	0.306	90	0.842	240	1.000

Obtenida la tasa de dosis para cada intervalo se la fue integrando para obtener la tasa de dosis anual.

8. Resultados de la Modelación

Los registros meteorológicos disponibles proveyeron información para 211 días completos, por lo que las dosis obtenidas fueron escaladas a 365 días para obtener dosis anuales. Los resultados integrales son:

GRUPO CRITICO	**DOSIS INTEGRADA ANUAL**
1	0.83 mSv
2	1.45 mSv
3	0.91 mSv
4	0.13 mSv

Estos valores de dosis integradas anuales se consideran levemente conservativos, en base a las hipótesis utilizadas en la modelación. El valor obtenido para el centro de la ciudad de Malargüe se considera muy conservativo, pues al no considerar deposición el modelo predice concentraciones de la progenie del radón superiores a las que corresponden al caso real (con deposición).
Los resultados están afectados de cierta incertidumbre asociada a las limitaciones propias de los modelos utilizados (estimada en un 20% según la **ref. [1]**), y a las incertidumbres propias de las tasas de medición de emanación desde las pilas.

9. Prospectiva

Los resultados obtenidos permitirán evaluar la necesidad de distintas alternativas de gestión para las colas de mineral de uranio, basándose en el efecto en dosis que las mismas tienen. Asimismo, el modelo desarrollado podrá ser utilizado en la estimación de dosis ante distintas alternativas tecnológicas, y evaluar su efectividad.

10. Bibliografía

[1] Berri, Guillermo, "Dispersión Atmosférica", Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, Buenos Aires, Argentina, 1993.

[2] International Atomic Energy Agency, "Measurement and Calculation of Radon Releases from Uranium Mill Tailings", Technical Report Series No. 333, Viena, Austria, 1992.

[3] International Atomic Energy Agency, "Radiation Protection in the Mining and Milling of Radioactive Ores", Interregional Training Course, Pozos de Caldas, Brasil, 1986.

[4] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations, "Ionizing Radiation", New York, USA, 1982.

[5] Comisión Nacional de Energía Atómica, "Climatografía del Area Malargüe", 1993.

[6] Avila, G. y otros, "Mediciones de Radón", Complejo Fabril Malargüe, CNEA, 1993.

Estudio de incertidumbres, sensibilidad e importancias sobre el código SEDA

Barón, J.H.; Caruso, A.; Tellería, D.M. y Vinante, H.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

ESTUDIO DE INCERTIDUMBRES, SENSIBILIDAD E IMPORTANCIAS SOBRE EL CÓDIGO SEDA[1]

Barón, J.H.; Caruso, A.; Tellería, D.M. y Vinante, H.

Ente Nacional Regulador Nuclear
y
Centro de Estudios de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería
Universidad Nacional de Cuyo
Argentina

1. **Resumen**

El objetivo del presente trabajo es la estimación de la Incertidumbre asociada a los resultados del código SEDA (Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes) en función de los datos de entrada y parámetros del mismo.

El código SEDA ha sido desarrollado por la Comisión Nacional de Energía Atómica para la estimación de dosis en emergencias en las proximidades de las Centrales Nucleares de Atucha y Embalse. El usuario debe alimentar al código mediante datos meteorológicos, términos fuente y datos propios del accidente (tiempos involucrados, altura de emisión, contenido térmico, etc.). Está pensado para ser utilizado durante la emergencia en sí, y brindar de manera rápida resultados que posibiliten la toma de medidas.

Con este trabajo se pretende cuantificar la incertidumbre en los resultados del código SEDA. Esta incertidumbre está asociada a los datos que ingresa el usuario y a los modelos propios del código, que tienen parámetros inciertos.

El método utilizado ha consistido en la caracterización estadística de los parámetros de interés, asignándoles distribuciones de probabilidad adecuadas. Estas distribuciones han sido muestreadas mediante el Muestreo por Hipercubo Latino, que es una técnica de Montecarlo estratificada multivariable.

El código ha sido ejecutado con cada una de las muestras generadas y finalmente se ha obtenido la muestra de resultados. Estos resultados han sido caracterizados desde el punto de vista estadístico (obteniendo su media, valor más probable, distribución, etc.) para varias distancias de interés.

Finalmente, se han utilizado las técnicas de Coeficientes de Correlación Parcial y de Coeficientes de Regresión Estándar para obtener la Importancia relativa de cada parámetro de entrada y la Sensibilidad del código a las variaciones de los mismos. Las medidas de Importancia y Sensibilidad se han obtenido para varias distancias y distintos casos de estabilidad atmosférica, pudiendo apreciar sus variaciones.

El trabajo ha permitido ganar confianza en los resultados del código y asociarles la Incertidumbre propia del modelo, de manera de conocer en qué rangos pueden variar los resultados en un caso real. Asimismo, ha permitido identificar aquellos parámetros más críticos desde el punto de vista de su contribución a la incertidumbre en los resultados.

[1] Proyecto financiado por la Comisión Nacional de Energía Atómica.

UNCERTAINTY, SENSITIVITY AND IMPORTANCE STUDY ON THE SEDA CODE[2]

Barón, J.H.; Caruso, A.; Tellería, D.M. y Vinante, H.

Ente Nacional Regulador Nuclear
and
Centro de Estudios de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería
Universidad Nacional de Cuyo
Argentina

Abstract

The objective of this work is the estimation of the Uncertainty on the results of the SEDA Code (Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes) as a function of the input data and the parameters it has.

The SEDA code has been developed by the Comisión Nacional de Energía Atómica for the estimation of doses during emergencies in the vicinity of Atucha and Embalse nuclear power plants. The user should feed the code with meteorological data, source terms and accident data (timing involved, release height, thermal content of the release, etc.). It is designed to be use during the emergency, and to bring fast results, allowing for the decision making process.

The uncertainty in the results of the SEDA code is quantified in the present job. This uncertainty is associated both with the data the user inputs to the code, and with the uncertain parameters of the code own models.

The method used consisted in the statistical characterization of the parameters and variables, assigning adequate probability distributions to them. This distributions have been sampled with the Latin Hipercube Sampling method, which is a stratified, multi-variable Montecarlo technique.

The code has been run for each of the samples y finally a sample of the results has been obtained. These results have been characterized from the statistical point of view (obtaining their mean, most probable value, distribution shape, etc.) for several distances from the source.

Finally, the Partial Correlation Coefficients and Standard Regression Coefficients techniques have been used, to obtain the relative Importance of each input variable, and the Sensitivity of the code to its variations. The measures of Importance and Sensitivity have been obtained for several distances from the source and various cases of atmospheric stability, making comparisons possible.

This work has brought comfidence on the results of the code, and the association of their uncertainty to them, as a way to know between which limits the results can vary in a real case. Besides, it has made possible the identification of those parameters which are the most critical from the point of view of their contribution to the results uncertainty.

[2] Proyecto financiado por la Comisión Nacional de Energía Atómica.

2. **Introducción**

El código SEDA (Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes nucleares) ha sido desarrollado por la Comisión Nacional de Energía Atómica, con el objeto de dotar a las Centrales Nucleares argentinas con una herramienta de cálculo rápida para el caso de un accidente hipotético.

El SEDA utiliza un modelo de dispersión atmosférica por pluma gaussiana estacionaria, combinado con modelos de precipitación gravitacional y dosimétricos para distintas vías de irradiación. La estabilidad atmosférica es considerada a través del modelo de Pasquill-Gifford, para seis clases atmosféricas, A a F.

Este código está orientado a ser usado por los operarios de centrales nucleares en caso de accidentes, para obtener estimaciones realistas de las dosis involucradas durante el accidente, y ayudarlos en la toma de decisiones de contramedidas. Es, por lo tanto, de gran interés conocer la incertidumbre asociada a los cálculos de dosis que brinda el código, para que el usuario conozca el rango en el cual puede estar el verdadero valor de dosis, con un cierto grado de confianza.

Esta incertidumbre puede deberse a los datos que ingresa el propio operador (velocidad y dirección del viento, energía asociada, etc.) o bien a los parámetros de los propios modelos del código (coeficientes de correlaciones, velocidades de deposición, etc.) y en el presente trabajo se pretende analizar el efecto combinado de ambos tipos de variables sobre los resultados del código.

Además, es de interés conocer, de entre las diversas variables que influyen sobre la incertidumbre del resultado, cuáles son más importantes desde este punto de vista, y a cuáles de ellas el modelo resulta más sensible. Estadísticamente, es necesario realizar un estudio de sensibilidad e importancias, además del propio estudio de incertidumbres.

3. **Muestreo por Hipercubo Latino**

Para analizar un sistema de ecuaciones complejo como el código SEDA, muchas de las cuales no son derivables, ni aún continuas, resulta útil una aproximación estadística. Estas técnicas de muestreo están basadas en el Método de Montecarlo, con varias mejoras que permiten reducir el espacio muestral (manteniendo el mismo nivel de representatividad) y tratar de manera correcta el problema de analizar varias variables a la vez.

La técnica utilizada en este trabajo se llama Muestreo por Hipercubo Latino, y constituye una técnica de Montecarlo Estratificado Multivariable.

El proceso usado consiste en seleccionar las variables de interés, y asignarles distribuciones estadísticas realistas en función del tipo de variable y del conocimiento del modelo. Estas distribuciones (que no deben ser necesariamente continuas) son luego estratificadas en intervalos equiprobables, generándose una muestra aleatoria dentro de cada intervalo. Este proceso se efectúa para todas las variables seleccionadas. A continuación se procede a combinar aleatoriamente las muestras de todas las variables, generando vectores de muestras que contienen un valor para cada variable. Resultan n vectores, donde n es el número de intervalos de la estratificación.

El código SEDA luego se ejecuta n veces (una para cada vector) produciéndose n vectores de variables de salida (resultados). Esos valores de salida conforman en sí mismos distribuciones estadísticas que pueden ser caraterizadas en cuanto a su media, varianza, percentiles, etc. De este modo se obtiene una distribución estadística para cada variable de salida de interés, en lugar de un valor puntual.

Finalmente, se realizan estudios de correlación entre las variables de entrada y las de salida, mediante las técnicas de los Coeficientes de Correlación Parcial y los Coeficientes de Regresión Estándar, que permiten ordenar las variables de entrada en función de su mayor o menor influencia en las variables de salida.

Desde el punto de vista práctico, este conjunto de técnicas le permiten al usuario del SEDA conocer dentro de qué rangos y con qué valor medio está su resultado, y a su vez cuáles de las variables de entrada al código influyen más fuertemente sobre los propios resultados.

Es importante destacar que las técnicas usadas, no imponen condiciones sobre el modelo SEDA en sí, sino que lo tratan como una "caja negra" que relaciona salidas con entradas.

4. **Variables Muestreadas**

Las variables muestreadas con la técnica LHS para el código SEDA se indican en la siguiente tabla, que corresponde a la clase de estabilidad A según Pasquill-Gifford:

Parámetro	**Denominación**	**Rango fijado (0.1%-99.9%)**	**Tipo de Distribución**	**Rango muestreado**	**Mediana Fijada**	**Mediana Muestreada**
1) cA	Semiárea transversal del edificio	1272 - 1802	loguniforme	1273,625 - 1800,355	1514	1514,394
h	Altura de emisión	40	constante	40	40	40
2) Q	Calor liberado	0 - 1	uniforme	0,00478 - 0,996	0,5	0,498
3) td	Tiempo de descarga	2,5 - 3,5	normal	2,566 - 3,454	3	3,000091
4) tr	Tiempo de retardo en la vuelta	1,5 - 2,5	normal	1,54 - 2,50	2	1,999
5) u	Velocidad del viento	1,7 - 2,3	normal	1,746 - 2,300	2	1,999
6) dd	Dirección del viento	83º - 97º	normal	1,462 - 1,680	90º (1,57 rad)	1,571
ce	Clase de estabilidad	A	constante	A	A	A
7) vg(1/2)	Velocidad de depósito Iodo131-134	2,0E-3 - 5,0E-2	loguniforme	0,00201 - 0,0495	0,01	0,01006
vg(3)	Velocidad de depósito Cesio 137	2,0E-4 - 5,18E-2	loguniforme	0,003	0,003	0,003
dato	Término Fuente	3	constante	3	3	3
8) c1(A)	Coeficiente lineal del sigma y	0,1829 - 0,7316	lognormal	0,196 - 0,710	0,3658	0,365
9) c2(A)	Coeficiente lineal del sigma z	0,00012 - 0,00048	lognormal	0,000132 - 0,00047	0,00024	0,00024
10) p	Exponente perfil del viento	0.07 - 0.55	lognormal	0,0829 - 0,463	0,2	0,196

Tabla 1. Ejemplo de variables muestreadas

En esta tabla se indican los rangos fijados para cada tipo de distribución, el rango muestreado, y la comparación entre la mediana fijada para la distribución y la mediana de la muestra.

5. **Resultados de Incertidumbres**

Luego de correr el código para el conjunto de muestras, se construyen gráficos como el de la Fig. 1, que corresponde a la densidad de probabilidad acumulada para una variable de salida, en este caso el depósito de Cs-137 a los 500 m de la fuente. Puede verse que la distribución obtenida permite definir todos los parámetros estadísticos propios de la misma (valor medio, varianza, etc.). Es más, si graficamos algunos de esos parámetros para distintas distancias, obtenemos una curva del tipo de la Fig. 2, donde se indican varios percentiles, así como la media, el máximo y el mínimo de depósito.

Ese tipo de curvas, además, indican que dentro de las incertezas consideradas para los parámetros de entrada, la incerteza total en la estimación del depósito está dentro de un orden de magnitud, para todas las distancias de interés. Esto quiere decir que el modelo permite predecir un resultado creíble, con un orden de magnitud en el rango. Asimismo, predice que la incertidumbre es aproximadamente la misma para cualquier distancia. En otros casos analizados (para otras clases de estabilidad) la incertidumbre es mucho mayor para distancias cortas que largas.

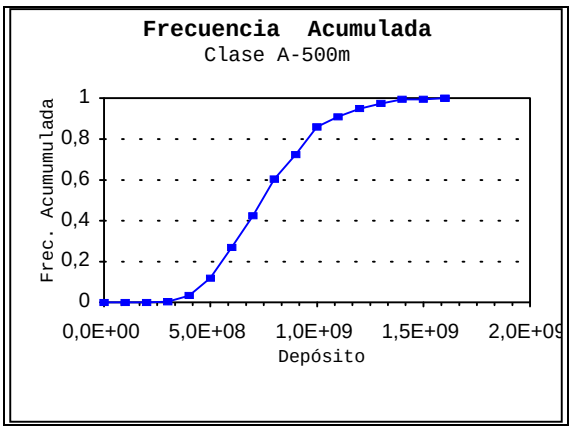


Figura 1

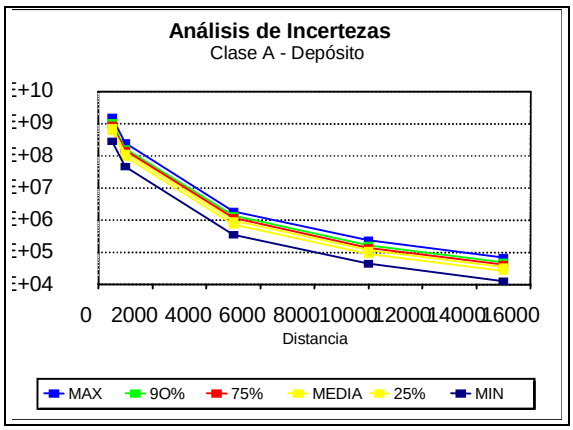


Figura 2

6. **Resultados de Sensibilidad**

Mediante las técnicas utilizadas se puede realizar un estudio que permite correlacionar las salida del código SEDA con sus entradas, y obtener coeficientes de correlación que indican cuán sensible es el modelo a cada variable de entrada. En las figuras 3 y 4 se indican los coeficientes de correlación total y parciales (donde los números de variables se refieren a la tabla 1).

Para distancias cortas (figura 3, depósito a 500 m), se verifica una buena correlación total, y se observa que las variables 2 (calor liberado) y 8 (coeficiente lineal de sigma y) son los que más influyen en esa correlación. En segundo orden se encuentran la variable 9 (coeficiente lineal en sigma z) y 10 (exponente de perfil del viento). Además, todas estas variables tienen correlaciones negativas, lo que indica que al aumentar cualquiera de estas variables, el depósito disminuirá.

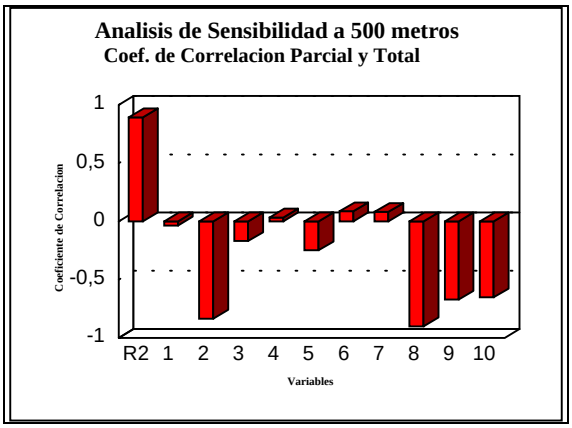


Figura 3

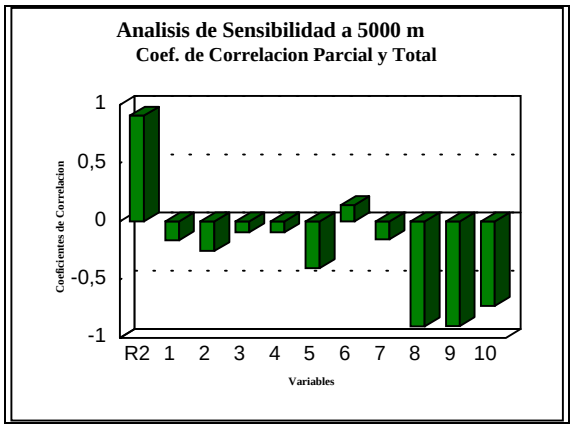


Figura 4

En el caso de la figura 4 (depósito a 5000 m), se observa también una buena correlación total, pero la influencia de la variable 2 (calor liberado) es muy leve, y se presentan como variables influyentes las 8 y 9 (coeficientes lineales de sigma y y sigma z), seguidos de la variable 10 (exponente de perfil del viento). En otro orden, aparece la variable 5 (velocidad del viento). En este caso también todas las contribuciones importantes presentan correlaciones negativas.

7. **Conclusiones**

El tipo de estudio presentado caracteriza el modelo del SEDA en su Incertidumbre (indicando las medias de los resultados, y su incertidumbre asociada), así como en su Sensibilidad a cada una de las variables de entrada, permitiendo identificar aquellas de mayor influencia.

Análisis de las dosis ocupacionales en instalaciones radiactivas y nucleares

Curti, A.R.; Gómez Parada, I.M.; Pardo, G.R. y Thomasz, E.

Presentado en el III Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica Nuclear,
Cuzco, Perú, 23 al 27 de octubre, 1995

ANÁLISIS DE LAS DOSIS OCUPACIONALES EN INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES

Curti, A.R.; Gómez Parada, I.M.; Pardo, G.R. y Thomasz, E.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presenta un análisis de las dosis ocupacionales correspondientes a las instalaciones nucleares y radiactivas más importantes de la República Argentina, para el período 1988 - 1994. Se excluyeron las áreas ligadas a la extracción y tratamiento del mineral de uranio, y las instalaciones destinadas a los usos médicos.

Las recomendaciones del ICRP 60, adoptadas en 1990, y puestas en vigencia en la República Argentina en el año 1994, mantienen los criterios básicos contenidos en el sistema de limitación de dosis, y recomiendan una reducción en los límites de dosis, que tendrá un fuerte impacto en las distribuciones de dosis individuales, principalmente para las prácticas cuyas dosis ocupacionales se aproximaban a los 50 mSv.

Se analizó, en particular, la información correspondiente a las centrales nucleares Atucha I y Embalse, a las plantas de producción de fuentes selladas y radioisótopos, a los reactores de investigación y a la planta de gestión de residuos radiactivos.

Se identificaron las dosis más altas en cada instalación y las tareas asociadas. Se analizó la evolución de las distribuciones de dosis en el tiempo y entre distintas instalaciones. Se estimaron los parámetros representativos: dosis colectiva, dosis colectiva por unidad de práctica y dosis promedio.

Se concluye que no aparecen dificultades relevantes para el cumplimiento de los nuevos límites de dosis en las instalaciones analizadas, salvo en la CNA I, donde se están realizando importantes esfuerzos en la optimización de los procedimientos de protección radiológica, y en la disminución de la fuente de exposición mediante el cambio de los canales de los elementos combustibles por otros sin cobalto, a fin de disminuir las dosis ocupacionales.

ANALYSIS OF OCCUPATIONAL DOSES IN NUCLEAR AND RADIOACTIVE FACILITIES

Curti, A.R.; Gómez Parada, I.M.; Pardo, G.R. y Thomasz, E.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

ABSTRACT

Occupational doses were analyzed for the most important nuclear and radioactive facilities in Argentina, on the period 1988 - 1994. The areas associated with uranium mining and milling, and medical uses of radiation facilities were excluded from this analysis.

The ICRP Publication 60 recommendations, adopted in 1990, and enforced in Argentina in 1994, keep the basic criteria of dose limitation system and recommends a substantial reduction in the dose limits. The reduction in the dose limits will affect the individual dose distributions, principally in those installations with occupational doses close to 50 mSv.

It were analyzed occupational doses, principally in the following facilities: Atucha I and Embalse Nuclear Power Plants, Radioisotope production plants, Research reactors and Radioactive waste management plants. The highest doses were identified in each facilitie as well as the task associated with them. Trends in the individual dose distributions and collective and average doses were analyzed.

It is concluded that no relevant difficulties should appear in accomplishing with the Basic Standards for Radiological Safety, except for the Atucha I Nuclear Power Plant. In this NPP a significative effort for the optimization of radiological safety procedures in order to diminish the occupational doses, and a change of the fuel channels by new ones free of cobalt are been carried on.

INTRODUCCIÓN

En la Argentina entró en vigencia en 1994 la Norma básica de seguridad radiológica (1) que incluye las recomendaciones del ICRP 60 (2), y es consistente con "International Basic Safety Standards" del OIEA (3) . La importante reducción en el límite de dosis es el criterio más innovador en la regulación argentina ya que otras recomendaciones publicadas por el ICRP estaban contempladas desde hace más de una década en la normativa del país.

Las dosis que reciben los trabajadores profesionalmente expuestos a radiaciones ionizantes dependen en una forma compleja de diversos factores, algunos relacionados con la instalación y los sistemas de blindaje, y otros con el trabajo y la forma de llevarlo a cabo, teniendo siempre como condición de contorno los límites de dosis. La reducción en los mismos tendrá un impacto en las distribuciones de dosis individuales, principalmente para las prácticas cuyas dosis ocupacionales anuales se aproximaban a 50 mSv .

En el presente trabajo se analizan las dosis ocupacionales en las principales instalaciones nucleares y radiactivas de Argentina, en particular las centrales nucleares, reactores de investigación y plantas de producción radioisótopos. Se excluyen las áreas ligadas a la extracción y tratamiento de mineral de uranio, y las instalaciones destinadas a los usos médicos. El análisis se hace para el período 1988/94.

METODOLOGÍA E INFORMACIÓN DOSIMÉTRICA BÁSICA

La información primaria corresponde a mediciones individuales de exposición a la radiación externa realizadas con dosímetros TLD, y estimaciones de dosis debidas a contaminación interna, a partir del análisis de muestras de orina y mediciones en contador de todo el cuerpo. Las dosis menores que 0.1 mSv (límite de detección para irradiación externa) y 0.01 mSv (límite de detección para contaminación interna) han sido consideradas como cero. Las dosis individuales han sido tomadas de los registros de inspección del Ente Nacional Regulador Nuclear y provienen de evaluaciones dosimétricas realizadas por las mismas instalaciones.

El análisis de las distribuciones de dosis y la estimación de sus parámetros fue realizado siguiendo los criterios adoptados al respecto por el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las radiaciones ionizantes (UNSCEAR) (4). Se estimaron: las dosis promedios, relacionadas con el nivel medio de riesgo individual; las dosis colectivas, asociadas al impacto de la práctica; y las dosis colectivas normalizadas, p.e. relacionadas con la energía generada por las centrales nucleares, para facilitar la comparación entre distintas prácticas.

RESULTADOS OBTENIDOS:

a) CENTRALES NUCLEARES

Atucha I (CNA I) es un reactor del tipo de recipiente a presión, moderado y refrigerado con agua pesada. Opera desde 1974, y su diseño corresponde a la década del 60. Los canales de los elementos combustibles tienen una aleación de cobalto que al activarse produce Co-60, generando a través del tiempo un aumento progresivo en las tasas de exposición. Se han comenzado a cambiar los canales por otros sin cobalto, y se han reemplazado hasta el momento el 20% de los mismos.

Embalse (CNE) es un reactor tipo CANDU-PHWR, que comenzó a operar en 1984. Esta central nuclear no sólo genera energía eléctrica, sino que también produce el radioisótopo cobalto 60 con fines comerciales.

En la Tabla I se presentan las dosis promedios, dosis colectivas y colectivas normalizadas correspondientes al período en estudio. Cabe destacar que durante 1989 la CNA I estuvo fuera de servicio y sujeta a reparaciones.

Dosis Ocupacionales

	CNA 1 (PHWR: 0,3 GW)			CNE (CANDU : 0,6 GW)		
Año	Dosis colectiva (Sv h)	Dosis colectiva normalizada (Sv h/GWa)	Dosis promedio (mSv)	Dosis colectiva (Sv h)	Dosis colectiva normalizada (Sv h/GWa)	Dosis promedio (mSv)
1988	8.0	87	14	1.8	4	5
1989	14.3	-	19	3.3	6	8
1990	10.3	52	15	0.9	2	2
1991	6.3	20	12	2.7	5	6
1992	14.9	58	15	2.9	2	3
1993	11.4	42	15	1.8	3	3
1994	8.2	27	8	0.6	1	1

Tabla I

Las figuras 1 y 2 muestran la distribución de las dosis individuales en ambas centrales, para el último año.

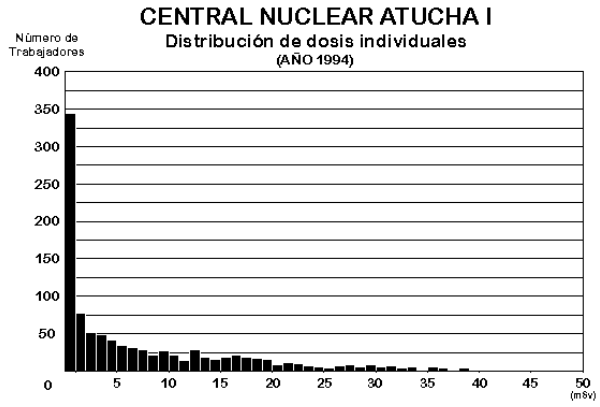


Figura 1

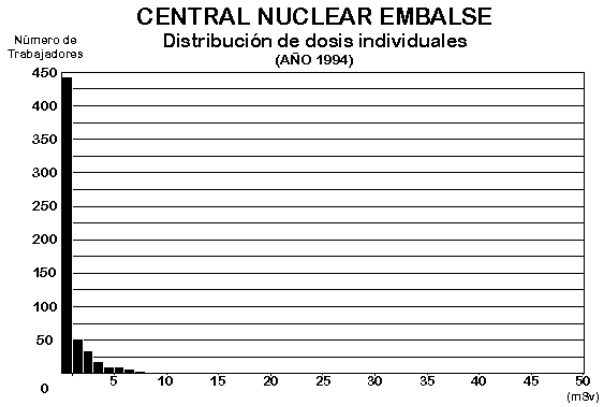


Figura 2

En la figura 3 se presenta el porcentaje de trabajadores que superaron 20 mSv en un año para ambas centrales.

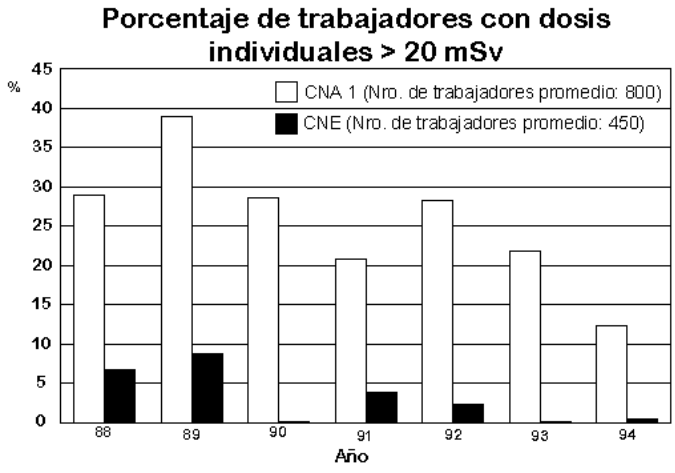


Figura 3

En el caso de CNA I se individualizó el grupo de trabajadores que recibieron las mayores dosis. Entre ellos se encuentran supervisores de radioprotección y mantenimiento mecánico, y el personal que interviene en el recambio de elementos combustibles, tarea que se realiza casi diariamente en este tipo de centrales nucleares.

b) REACTORES E INSTALACIONES RADIACTIVAS

En este trabajo se analizan, en particular, las dosis ocupacionales de las siguientes instalaciones: Reactor de producción de radioisótopos e investigación RA-3 (5 MW), Reactores de investigación RA-6 (0.5 MW) y RA-1 (40 kW); Planta de producción de radioisótopos para usos medicinales, agropecuario e industrial, Planta de producción de molibdeno 99 por fisión, Planta de producción de fuentes selladas que procesa el cobalto producido en CNE, y Planta de gestión de residuos radiactivos, que trabaja con residuos de baja actividad provenientes de las centrales nucleares, de los usos médicos y de la industria.

En la tabla II se presentan las dosis colectivas promedio recibidas en las instalaciones consideradas, agrupadas por tipo de instalación.

Dosis colectiva promedio para el período 1988 -1994

Instalación	Dosis colectiva (Sv h)
Reactores de investigación y producción de radioisótopos	0.10
Plantas de producción de radioisótopos	0.29
Gestión de residuos radiactivos	0.05

Tabla II

La tabla III muestra el número de trabajadores que superaron 20 mSv entre 1988 y 1994.

Número de trabajadores con dosis anuales > 20 mSv

Año	Reactores de investigación y producción de radioisótopos	Plantas de producción de radioisótopos	Gestión de residuos radiactivos	Instalaciones restantes
88	0	2	0	0
89	0	3	0	0
90	0	1	0	0
91	1	1	1	0
92	0	4	0	0
93	0	3	0	0
94	0	3	0	0

Tabla III

CONCLUSIONES

Las dosis ocupacionales se encuentran en general muy por debajo del límite vigente en el período considerado (50 mSv).

En todas las instalaciones analizadas, excepto en la CNA I, no parece que se presenten dificultades para cumplir con los nuevos límites de dosis fijados en la Norma básica de seguridad radiológica (1). En la citada central nuclear se están realizando importantes esfuerzos en la optimización de los procedimientos de protección radiológica, y en la disminución de la fuente de exposición mediante el cambio de los canales de los elementos combustibles por otros sin cobalto, a fin de disminuir las dosis ocupacionales.

REFERENCIAS

[1] AUTORIDAD REGULATORIA - Norma básica de seguridad radiológica - AR 10.1.1. Revisión 1 - Buenos Aires, Argentina - 1994

[2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION - 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection - ICRP Publication 60 - Oxford, Pergamon Press, 1991

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY -International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources - Safety Series No. 115-I - IAEA, Viena, 1994

[4] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION - Sources and Effects of Ionizing Radiation - UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes - New York, 1993

Factores a considerar en la administración de iodo estable en accidentes radiológicos

Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Rojo, A.M.;
Dubner, D.L. y Bruno, H.A.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

FACTORES A CONSIDERAR EN LA ADMINISTRACIÓN DE IODO ESTABLE EN ACCIDENTES RADIOLÓGICOS

Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Rojo, A.M.; Dubner, D.L. y Bruno, H.A.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

El bloqueo tiroideo a través de la administración de iodo estable constituye la principal contramedida tendiente a reducir la captación tiroidea de radioiodos en accidentes radiológicos que impliquen su liberación potencial, con el objeto de evitar la ocurrencia de efectos determinísticos y reducir la probabilidad de ocurrencia de efectos estocásticos .

Esta contramedida se hace operativa en el marco de un conjunto de conductas tales como puesta a cubierto, evacuación y control de alimentos contaminados, medidas que aplicadas en forma racional y coordinada, optimizan la efectividad de la reducción de dosis en el órgano blanco.

En la presente comunicación se evalúan distintos factores vinculados a situaciones en las que se plantea la administración preventiva de iodo estable y se propone un esquema terapéutico unificado, aplicable a los países de nuestra región.

ABSTRACT

CONSIDERATIONS REGARDING IODINE PROPHYLAXIS IN RADIOLOGICAL ACCIDENTS

The indication for the blockade of thyroid gland by the administration of stable iodide is the main countermeasure for diminishing the thyroid uptake of radioiodine following radiological accidents with potential release of radioiodine into the enviromment in order to avoid deterministic effects and to decrease the probability of stochastic effects.

Iodine prophylaxis should be considered along with other countermeasures like sheltering indoors, evacuation and control on contaminated foods.

In this communication differents factors related to accidental situations regarding iodine prophylaxis are evaluated. A therapeutical scheme is proposed in order to be applied in countries of this region.

INTRODUCCIÓN

Las contramedidas aplicables en la fase temprana de un accidente radiológico han sido objeto de numerosos análisis en función de evaluar su utilidad y precisar las indicaciones precisas para su aplicación. Tal como lo señala el ICRP [1], tales medidas no se justifican más que a partir de ciertos niveles de exposición denominados niveles de intervención. Se proponen dos niveles de referencia : uno inferior, por debajo del cual no se justifica la medida y uno superior por encima del cual la medida está firmemente recomendada. Entre ambos, la autoridad competente apreciará la oportunidad de la medida.

En el caso de la iodoprofilaxis los niveles mínimo y máximo establecidos por el ICRP han sido 50 y 500 mSv respectivamente

El accidente ocurrido en 1986 en la Unidad 4 de la Central Nuclear de Chernobyl con la consecuente emisión de varios miles de PBq de I^{131}, planteó divergencias de opinión respecto a la profilaxis con iodo estable.

Hoy, a la luz del análisis de las consecuencias, a casi 10 años de aquel evento pueden hacerse nuevas consideraciones. Ya existen evidencias epidemiológicas acerca de un incremento en la tasa de incidencia de cancer tiroideo infantil en la población de Ucrania y Bielorrusia [2]. Se pudo evaluar que se administró iodo estable al 62% de la población de esas regiones y que sólo el 45% lo recibió durante el primer día del accidente. Al propio tiempo los estudios realizados sobre la población de Polonia sólo registraron 3 reacciones adversas severas entre aproximadamente 18 millones de personas que recibieron ioduro de potasio en forma profiláctica [3].

MECANISMO DE ACCION DEL IODO ESTABLE

La contaminación interna con radioiodos es posible a través de 4 vías: inhalación, ingestión y absorción por piel. Una vez incorporado, el iodo es rápidamente absorbido y pasa a sangre desde donde alcanza en un corto tiempo su órgano blanco: la glándula tiroides y se incorpora a la molécula de triodotironina (T3) y tiroxina (T4). Se considera que el 50% de la dosis máxima en tiroides se alcanza durante las primeras 6 horas post-incorporación.

El iodo estable bloquea en un 98% el ingreso de radioiodos a la glándula tiroides si se lo administra unos minutos antes de la incorporación. Si la administración es simultánea la eficacia desciende al 90% siendo del orden del 50% cuando el iodo se administra entre 4 y 6 horas post-incorporación.

Mediante un mecanismo de dilución isotópica compite con el radioiodo por el ingreso al compartimiento tiroideo. A su vez una sobrecarga de iodo estable puede saturar parcialmente el mecanismo de transporte interno del iodo y causar el llamado fenómeno de Wolff-Chaikoff, disminuyendo finalmente el nivel circulante de hormona tiroidea.

SCREENING DEL STATUS GLANDULAR DE GRUPOS POTENCIALMENTE EXPUESTOS

La eficacia del bloqueo por iodo estable depende de factores intrínsecos de la glándula tiroides relacionados con:

a) **Media de aporte de iodo por regiones**: el depósito de radioiodos en la tiroides depende de su estado funcional y particularmente en los eutiroideos, del aporte alimentario de iodo estable. Existe una relación inversa entre el aporte diario de iodo en la dieta y la captación tiroidea del mismo. Mientras que el “uptake” es del orden del 20% en las zonas de alto aporte pasa a ser del orden del 60% en regiones de bajo aporte.

Esta diferencia se refleja en una avidez distinta por los radioiodos y en la sensibilidad de la glándula al bloqueo con iodo estable .

El conocimiento previo del aporte medio de iodo por región, la determinación de zonas de bocio endémico y la prevención de la deficiencia de iodo mediante la iodinación de sales u otros alimentos son factores a tener en cuenta.

b) **Sensibilidad individual:** el bloqueo prolongado de la captación del iodo necesario para la síntesis de la hormona tiroidea puede llevar a la disminución de la actividad metabólica y al eventual aumento compensatorio del tamaño glandular. En términos generales no se observan tales efectos en individuos normales, luego de una administración a dosis adecuadas y por un período no mayor de dos semanas.

Se ha postulado que una sobrecarga de iodo estable puede desencadenar reacciones tioroideas autoinmunes en individuos predispuestos o agravar el curso de tiroiditis preexistentes.

Se sabe que existe hipersensibilidad al iodo particularmente por administración endovenosa de medios de contraste iodados con fines diagnósticos. Las reacciones no son tan frecuentes ni tan severas luego de la administración oral .Se estima que el riesgo de efectos adversos debidos a la administración de iodo estable es de 5×10^{-7}.

. Estas son las situaciones individuales en las que la administración de iodo estable podría estar contraindicada:

a) Hipersensibilidad conocida al iodo
b) Enfermedad tiroidea activa actual o previa en tratamiento: tioroiditis de Hashimoto, enfermedad de Basedow, otras tiroideopatías autoinmunes.
c) Vasculitis hipocomplementémica.
d) Dermatitis herpetiforme.

ASPECTOS POBLACIONALES

Se definen dos grupos poblacionales desde el punto de vista de la proximidad a la fuente de emisión y en base a dosis potenciales involucradas: un grupo crítico y un grupo alejado.

En el **grupo crítico** la exposición es inmediata a la emisión , con una gran contribución de los isótopos de vida media corta y con predominio de la vía inhalatoria. Las dosis potenciales pueden ser bastante altas. Se requiere una acción rápida y no se debe demorar la toma de decisiones respecto de la administración de iodo estable.

En el **grupo alejado** la exposición es tardía y más prolongada, principalmente debida a isótopos de vida media más larga incorporados a través de la ingesta de alimentos. Se trata de dosis potenciales más bajas que pueden ser adecuadamente controladas mediante restricciones y control de alimentos.

CASOS PARTICULARES

Se deberán considerar los siguientes casos:

a) **Mujeres embarazadas**: durante el primer trimestre se deberá proteger la tiroides materna, a partir del segundo trimestre se considerará prioritaria la protección de la tiroides fetal. Se recomienda la iodoprofilaxis de todas las embarazadas en el grupo crítico . En la población alejada estária indicada a partir del segundo trimestre de gestación.

b) **Mujeres en período de amamantamiento**: proteger como a otro miembro del público limitando el tiempo de tratamiento. La protección de la madre no excluye la profilaxis en el lactante.

c) **Recién Nacidos**: proteger siempre mediante administración de iodo estable con dosis adecuadas. Puede sobrevenir hipotiroidismo transitorio por lo que se recomienda el monitoreo de la función tiroidea durante varias semanas posteriores.

d) **Niños y adolescentes**: constituyen un grupo de alto riesgo de inducción de cancer tiroideo y bajo riesgo asociado al uso de iodo estable. La iodoprofilaxis está recomendada tanto en el grupo crítico como en la población alejada .

e) **Adultos**: el riesgo de cáncer tiroideo radioinducido disminuye con la edad. La frecuencia de patología tiroidea aumenta con la edad, particularmente en el sexo femenino. Se recomienda iodoprofilaxis en el grupo crítico y considerar el control de alimentos como medida protectiva en el grupo alejado.

ASPECTOS FARMACOLOGICOS

a) **Forma farmacéutica**: cualquiera sea la presentación o forma química utilizada, lo que cuenta para la dosificación es la cantidad ponderada de iodo activo.

Las tabletas pueden ser de ioduro o iodato (de sodio o más comúnmente de potasio) con una relación masa total del compuesto / masa de iodo activo de 1,3 para el ioduro y 1,7 para el iodato).

Puede administrarse el iodo en forma de soluciones tales como solución de lugol, tintura de iodo o alcohol iodado.

Varios factores deben considerarse en la decisión acerca de la forma a utilizar:

- facilidad de almacenamiento
- rapidez de la distribución
- flexibilidad de la dosificación
- estabilidad del producto

La tableta de ioduro de potasio es la forma más ampliamente usada. No se recomiendan las soluciones por la falta de precisión en las dosis y por las dificultades que presentan para su almacenamiento y distribución.

El esquema de administración puede facilitarse con la fabricación de tabletas de 50 mg de iodo activo, doblemente ranuradas. La dosis óptima para un adulto es de 100 mg de iodo activo en una sola toma diaria, la que podría administrarse con dos tabletas de este tipo. En el caso de los niños se administrarían fracciones de un medio o un cuarto de tableta disuelta en un líquido (en cuyo caso la solución debe ser administrada inmediatamente después de su preparación).

b) **Almacenamiento y renovación de stock**: los tabletas de ioduro de potasio deben ser conservadas al abrigo de la luz y de la humedad, con rótulos donde conste la fecha de producción y la masa de iodo activo que contienen.

Sería recomendable contar con ensayos periódicos de biodisponibilidad que permitan precisar el tiempo de máxima efectividad de las mismas y establecer en consecuencia un programa de control y renovación del stock.

c) **Esquema de dosificación diferenciada por edad**: hay consenso internacional acerca de la conveniencia de adecuar las dosis al grupo etario a fin de minimizar los riesgos de efectos adversos . La OMS [4] propone el siguiente esquema:

GRUPO ETARIO	MASA DE IODO ACTIVO (dosis diaria)
MENOS DE 1 MES	12.5 mg (*)
1 MES A 3 AÑOS	25 mg
3 A 12 AÑOS	50 mg
ADOLESCENTES Y ADULTOS	100 mg

(*) en la emergencia se le podrían administrar 25 mg como dosis única con seguimiento posterior de la función tiroidea del recién nacido.

d) **Duración del tratamiento**: en el caso del pasaje aislado de una nube radiactiva bastaría una dosis única. Si se trata de obtener una protección frente a una exposición prolongada se mantendrá la profilaxis con una sola toma diaria durante varios días, manteniendo el esquema de dosis propuesto. La duración del tratamiento dependerá de factores tales como: características del accidente, tiempo de la emisión, condiciones meteorológicas y aplicación de otras contramedidas. La decisión será tomada de acuerdo a las sugerencias de la Autoridad Regulatoria.

No se recomienda prolongar el tratamiento más allá de un día en los recién nacidos y dos días en las mujeres gestantes: de acuerdo al caso particular se evaluará la necesidad de otras contramedidas en estos grupos

LOGISTICA DE ADMINISTRACION

Es conveniente que exista un stock centralizado permanente de tabletas a nivel de los centros primarios (instalaciones relevantes, autoridad regulatoria, autoridades sanitarias) a fin de asegurar el control, recambio y aprovisionamiento fuera de los períodos de crisis.

En la emergencia los lotes necesarios arribarían al puesto de comando operacional o a los centros de distribución prestablecidos.

Hay países que proponen la existencia de una dotación mínima pre-distribuida en el grupo crítico con el objeto de acelerar su administración. Esto implica riesgo de extravío, ingesta inadecuada, almacenamiento inapropiado y dificultades de control.

Son posibles centros de distribución: hospitales regionales, municipios, escuelas, organismos de defensa civil, oficinas de correos. Entre los agentes afectados a esta tarea se considerarán: policía, bomberos, médicos, enfermeras, docentes, etc., los que deberían recibir un mínimo entrenamiento previo (participación en ejercicios, charlas, etc.).

SEGUIMIENTO DE GRUPOS DE RIESGO

Sería conveniente contar con un screening tiroideo previo de la población del grupo crítico. Una vez ocurrido un accidente se determinarán prioridades para el control posterior a fin de evaluar las consecuencias de la iodoprofilaxis así como de las eventuales dosis recibidas.

En este sentido se considerarán:

1) Niños que recibieron iodo estable in útero o durante el primer mes de vida
2) Mujeres gestantes
3) Niños menores de 3 años
4) Niños mayores de 3 años

Se realizará una evaluación periódica clínica, ecográfica, y hormonal (TSH y T4), durante un período no inferior a dos semanas. Los estudios radioepidemiológicos prospectivos son estudios a largo plazo (varias decenas de años).

DIVULGACION DE INSTRUCTIVOS E INFORMACION

Es conveniente diseñar instructivos dirigidos al personal afectado a la distribución y administración del iodo. Serán breves, claros y precisos en cuanto a la normativa que se deberá seguir, contemplando todas las situaciones posibles a fin de maximizar la eficacia y rapidez de esta contramedida.

Otro tipo de material útil son los documentos más extensos dirigidos a la comunidad médica .

CONSIDERACIONES FINALES

La experiencia de Chernobyl ha puesto en evidencia que en ciertas situaciones accidentales que impliquen liberación de radioiodos, aún regiones distantes al sitio de emisión pueden verse seriamente involucradas. En el marco de los aspectos desarrollados en esta comunicación, se propone consensuar a nivel regional una guía de acción para la iodoprofilaxis en situaciones accidentales, que podría ser instrumentada a través de una red latinoamericana de consulta permanente en Radiopatología.

BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION PROTECTION
Principles for intervention for protection of the public in Radiological Emergencies Annals of the ICRP 22 (4) (1991)
[2] M. SCHLUMBERGER
Cancers de la thyroïde après Tchernobyl Radioprotection 29(3) 397-404 (1994)
[3] PROCEEDINGS OF WHO/CEC WORKSHOP
Iodine prophylaxis following nulcear accidents Pergamon Press (1988)
[4] WORLD HEALTH ORGANIZATION
Guidelines for iodine prophylaxis following nuclear accidents FADL publishers (1989)

Auditoría regulatoria a las unidades de teleterapia

Kay, J.M.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

AUDITORÍA REGULATORIA A LAS UNIDADES DE TELETERAPIA

Kay, J.M.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

1. Introducción:

Debido a que se detectaron errores en la calibración de un dosímetro utilizado en un acelerador, la Autoridad Regulatoria en materia de seguridad radiológica y nuclear de Argentina dispuso realizar una auditoría regulatoria de alcance nacional, a todos los centros médicos habilitados para el uso de aceleradores lineales de uso médico (ALUM) y de unidades de telegammaterapia (UTGT), con espacial énfasis en los aspectos dosimétricos. La misma se llevó a cabo en el último trimestre de 1994 e incluyó la inspección de un total de 27 ALUM y de 99 UTGT, así como el análisis de la situación de otras 8 UTGT que estaban fuera de uso por diversas circunstancias.

El objetivo establecido para la auditoría fue evaluar el estado general de los ALUM y de las UTGT y detectar eventuales errores significativos en la calibración dosimétrica de tales equipos, a fin de identificar tempranamente alguna eventual situación accidental con pacientes bajo tratamiento. En las inspecciones se verificó el funcionamiento de los sistemas ópticos y mecánicos de cada ALUM y UTGT así como de los enclavamientos de seguridad de la instalación, registrando el resultado de las pruebas realizadas y las eventuales discrepancias observadas respecto a la tolerancia establecida para la prueba en particular. Además, se realizó una evaluación del grado de obsolescencia de algunos equipos de telegammaterapia.

La auditoría fue coordinada por el autor y fue cumplida por grupos de inspectores conformados en todos los casos con un mínimo de dos personas, siendo uno de ellos el responsable de las evaluaciones dosimétricas y los restantes los encargados de efectuar las pruebas ópticas y mecánicas.

Actividades cumplidas durante la inspección:

Durante la inspección cumplida a cada ALUM y UTGT se recabó información general y particular sobre cada uno de tales equipos operados por el centro médico, entre las cuales se incluyen las calibraciones efectuadas, la documentación habilitante del personal operador, el mantenimiento preventivo y correctivo practicado por el centro así como los registros de la dosimetría individual. En el caso de los ALUM, se verificó si contaba con la dotación de personal mínima establecida en la Resolución conjunta CNEA - SESP N° 3377/80 y en el caso de las UTGT se verificó si existía asesoramiento frecuente de un Especialista en Física de la Radioterapia.

En todos los casos se realizaron las correspondientes pruebas ópticas y mecánicas del equipo y de la instalación, verificando si el resultado se ubicaba dentro de la tolerancia establecida para cada prueba en particular. Al respecto, con la participación del personal técnico presente en el centro y en muchos casos también con la presencia del Especialista en Física de la Radioterapia o el médico responsable del servicio, se efectuaron las siguientes pruebas de funcionamiento:

- señalización luminosa (en consola, puerta y equipo)
- sistemas de visualización del paciente (cámara de TV, espejo)
- sistemas de interrupción automática de la irradiación
  - por apertura de la puerta
  - por tiempo transcurrido
  - de emergencia en consola con alarma sonora
- ensayos mecánicos para verificar la coincidencia del:
  - eje de rotación del colimador con el eje del retículo

        - campo iluminado con el campo geométrico
        - campo iluminado con la escala indicadora
        - campo iluminado con campo irradiado
        - movimiento vertical de la camilla con el eje central del equipo
        - eje de rotación de la camilla con el eje central del equipo
    - control de la estabilidad del isocentro para las siguientes posiciones del gantry: 0°, 90°, 180° y 270°

Además, en el caso de los ALUM se incluyeron las siguientes pruebas:

- sistemas de interrupción automática de la irradiación:
    - por dosis registrada por el primer monitor de dosis
    - por dosis registrada por el segundo monitor de dosis
- enclavamiento para varias energías o tipos de radiación
    - seleccionar en los controles una energía dada e intentar irradiar con otra
    - pretender irradiar con fotones con el cono para electrones instalado
    - pretender irradiar con electrones sin colocar el cono

La evaluación dosimétrica se realizó solicitando al personal responsable del equipo que entregara una dosis de 2 Gy a conjuntos de 3 dosímetros TLD, sumergidos en agua y bajo las siguientes condiciones de irradiación:

- haz vertical a 0°
- dosímetros en posición de isocentro (en algunos casos esta condición se alteró por razones operativas)
- campo nominal de 10 cm x 10 cm en el plano de los dosímetros
- localización de los dosímetros bajo agua (ALUM):
    - para fotones (a 6 MV, 10 MV o 15 MV): 10 cm de profundidad
    - para electrones (energía nominal de 12 MeV): 3 cm de profundidad
- ídem para las UTGT: 5 cm de profundidad

Los dosímetros fueron ubicados en fantomas de acrílico de forma cúbica de 30 cm x 30 cm x 32 cm de alto, colocándose agua hasta completar la altura de 30 cm. En todos los casos se irradiaron sucesivamente un mínimo de dos conjuntos de tres dosímetros TLD para cada una de las condiciones de irradiación preestablecidas para el equipo en cuestión.
En cuanto a la documentación revisada, se solicitó copia del último certificado de calibración del dosímetro y de la memoria de cálculo efectuada para cada irradiación solicitada (a fin de verificar el rendimiento de la fuente). Además, se recogieron datos referidos a la frecuencia y condiciones de la calibración del equipo efectuados por la instalación.

La información correspondiente a cada ALUM y UTGT obtenida en la inspección fue debidamente identificada y archivada (registros de las pruebas, placa radiográfica, etc.), de forma que la información relevada por la auditoría puede ser verificada en todo momento.

Acciones tomadas:

Las distintas actividades cumplidas en cada centro así como los resultados de las pruebas llevadas a cabo fueron evaluadas sistemáticamente para cada equipo, determinándose en cada caso si correspondía tomar de alguna acción regulatoria. De acuerdo a la importancia de tales acciones, se asignaron distintas prioridades para su ejecución, desde el carácter de urgente para casos donde se detectaron situaciones de un control inadecuado de la fuente radiactiva, hasta la imposición de requerimientos a responsables de equipos con plazos acordes a la importancia de las deficiencias observadas.

A fin de evaluar la información obtenida de una manera sistemática, se elaboró para cada equipo una hoja-resumen con los datos obrantes en el Acta de Inspección y con los registros obtenidos de las distintas pruebas efectuadas. Cada hoja-resumen muestra el resultado de la prueba realizada y de corresponder, la discrepancia de su resultado respecto a la tolerancia establecida para la prueba en particular. En forma similar se asienta la dosis medida con su error estadístico y dispersión porcentual.

Dicha hoja-resumen contiene también otras observaciones efectuadas por la inspección y las acciones sugeridas por los inspectores actuantes, además de aquellas que surgen de la comparación entre el resultado de la prueba y la tolerancia admitida. Tales acciones fueron posteriormente agrupadas para identificar casos comunes y para producir acciones regulatorias según un criterio uniforme, contemplando tanto la situación de cada equipo en el contexto particular en que se realiza la terapia, como el cumplimiento de la normativa general de aplicación del ENREN. Cabe mencionar que cuando resultó necesario fue consultado el Consejo Asesor en Aplicación de Radioisótopos (CAAR) respecto a la acción regulatoria aplicada.

En el caso de los ALUM no se detectaron resultados que motivaran la toma de acciones correctivas inmediatas, en cambio en las UTGT los resultados de la auditoría revelaron la necesidad de la toma de acciones correctivas de distinta importancia en la mayoría de los equipos. Al respecto, es importante destacar la detección de 7 casos para los que se dispuso el retiro urgente de la fuente para proceder a su disposición final, debido al riesgo de una pérdida potencial del control de la misma.
Con relación a las pruebas de los sistemas ópticos y mecánicos de equipos el espectro de problemas encontrados fue amplio y muy marcado en las UTGT, debiéndose proceder a la toma de acciones de distinta importancia en el 60% de estas últimas. La mayoría de los problemas observados están asociados a problemas de mantenimiento en el siguiente orden decreciente de frecuencia:

- falta de coincidencia del eje de rotación de la camilla con el eje central del equipo (poco relevante en los tratamientos terapéuticos actuales)
- falta de estabilidad del isocentro.
- falta de coincidencia del campo iluminado con el campo irradiado.
- deficiencias en el funcionamiento de los sistemas ópticos del equipo.
- deficiencias en los dispositivos de visualización del paciente.
- problemas con los enclavamientos de seguridad y señalización luminosa.

Con relación a la evaluación dosimétrica los resultados obtenidos no justificaron la toma de acciones correctivas inmediatas, ya que si bien en algunos casos la dispersión de resultados se ubicó fuera del rango esperable, el apartamiento observado en modo alguno podía relacionarse con una eventual situación accidental de pacientes bajo tratamiento. Por otra parte, la auditoría tampoco tenía como objetivo verificar la calibración de los equipos en cuestión. En todos los casos, la dosis medida y la correspondiente dispersión porcentual fueron comunicados a los respectivos responsables médicos.

Por otra parte, en 14 casos se recomendó retirar de servicio UTGT debido a su marcada obsolescencia (por ejemplo, equipos fijos). También en los casos de 7 UTGT con fuente de bajo rendimiento, se emplazó al responsable médico a subsanar la situación en forma perentoria o bien discontinuar el uso del equipo para proceder al retiro de la fuente para su disposición final.

Resultados globales:

Los resultados globales de la auditoría regulatoria practicada a las unidades de teleterapia que se operan en todo el país, son los siguientes:

- No se detectaron errores significativos en la calibración dosimétrica de los ALUM ni de las UTGT que pudieran dar lugar a alguna eventual situación accidental con pacientes bajo tratamiento.

- El ENREN dispuso en un breve lapso, de un panorama actualizado del estado de funcionamiento o situación en que se encuentra cada ALUM y cada UTGT existente en el país, lo que facilita significativamente la planificación del control regulatorio de tales instalaciones.

- En el caso de los ALUM no se observaron resultados que motivaran la toma de acciones correctivas inmediatas; en cambio en las UTGT, los resultados de la auditoría revelaron la necesidad de que la Autoridad Regulatoria tomara acciones urgentes en el 6% de los casos y requiriera a los responsables que subsanaran deficiencias de distinta importancia en aproximadamente otro 60% de los casos.

Conclusiones respecto a los ALUM:

A1) A la fecha de la auditoría se verificó que 26 ALUM de un total de 27, operaban en forma adecuada, procediéndose únicamente a inhibir la eventual reutilización de un equipo que estaba fuera de servicio desde un tiempo prolongado, de no mediar previamente una inspección de rehabilitación.

A2) Tanto en el caso de irradiación con fotones como con electrones, la dispersión porcentual de la dosis medida respecto a la solicitada mostró una distribución aceptable de valores en todos los equipos. Al respecto, se evidencia la importancia de alentar a los centros médicos usuarios de aceleradores, para que continúen participando en programas de intercomparación dosimétrica.

A3) Los registros de mantenimiento y de calibración disponibles en los centros no siempre contienen información comparable entre los distintos centros, lo cual se registra a criterio del Especialista en Física de la Radioterapia. En tal sentido la aplicación de la Norma AR 8.2.2 “Operación de Aceleradores Lineales de Electrones para Uso Médico” permitirá sistematizar dichos registros.

Conclusiones respecto a las UTGT:

B1) Se observa un marcado envejecimiento del parque de UTGT que dispone el país. Al respecto, una estimación del grado de obsolescencia de los mismos en base a que se trata de equipos fijos o con radio de giro < 80 cm, revela que sólo aproximadamente un 50% de las UTGT satisface los criterios establecidos en la Resolución conjunta CNEA - SESP N° 3377/80.

B2) El relevamiento efectuado permitió detectar que 4 equipos se encontraban fuera de uso y sin un control adecuado por parte de un responsable ante el ENREN. También se detectaron otros 3 equipos que estaban fuera de servicio desde un tiempo prolongado. En consecuencia, se iniciaron de inmediato las acciones para el retiro de dichas fuentes.

B3) Al presente existen en el país 3 UTGT operando con fuente de Cs-137, las que por su marcada obsolescencia deberían ser retiradas de servicio. Además, en otros 11 casos la inspección recomendó al responsable del centro médico retirar de servicio los respectivos equipos por una razón similar.

B4) La variedad de problemas encontrados en las inspecciones fue muy amplia y diversa, procediéndose a la toma de acciones de distinta importancia en aproximadamente el 66% de las UTGT.

Influencia de la edad y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de micronúcleos en linfocitos humanos

Di Giorgio, M.; Nasazzi, B. y Heredia, M.L

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

INFLUENCIA DE LA EDAD Y HÁBITO DE FUMAR SOBRE LAS FRECUENCIAS ESPONTÁNEA Y RADIOINDUCIDA DE MICRONÚCLEOS EN LINFOCITOS HUMANOS

Di Giorgio, M.; Nasazzi, .B. y Heredia, M.L

Ente Nacional Regulador Nuclear
ARGENTINA

RESUMEN:

El ensayo de micronúcleos (MN) en células binucleadas (CB) con bloqueo de la citocinesis en linfocitos humanos es un método relativamente rápido y de sencilla implementación utilizado para evaluar daño cromosómico radioinducido y por lo tanto, un dosímetro adecuado para la estimación de sobreexposiciones accidentales.
Con el objeto de definir más ampliamente el uso de este dosímetro, se analizó la influencia de los denominados "factores de confusión": edad, sexo y condiciones de estilo de vida (particularmente hábito de fumar) sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN. El análisis de los datos por correlación múltiple y evaluación de las variables de a pares, mostró una influencia estadísticamente significativa de la edad y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN. Este resultado sustenta la conveniencia de tomar en consideración los mencionados "factores de confusión" en las estimaciones dosimétricas de sobreexposiciones accidentales, particularmente para dosis inferiores a 2 Gy.

INTRODUCCION:

Desde 1976 en que Countryman y Heddle (1) comunicaron por primera vez la radioinducción de MN en linfocitos humanos, el test de MN ha sido ampliamente utilizado para detectar efectos clastogénicos (daño cromosómico) y efectos aneugénicos (efectos sobre el huso mitótico que resultan en una segregación cromosómica anormal durante la división celular) producidos por agentes químicos y físicos (radiación ionizante) (2), por lo cual ha sido considerado muy útil para la evaluación y monitoreo de exposiciones genotóxicas in vivo e in vitro (3).
El recuento de MN en CB con bloqueo de la citocinesis es un procedimiento relativamente rápido y de sencilla implementación que se utiliza como dosímetro biológico alternativo al citogenético convencional (frecuencia de dicéntricos) en el estudio de daño cromosómico radioinducido, resultando particularmente útil en situaciones accidentales que involucren gran número de personas.
Los MN son cuerpos citoplasmáticos esféricos, detectados en interfase, más pequeños y morfológicamente idénticos al núcleo celular. Se originan a partir de fragmentos acéntricos o cromosomas enteros que quedan retrasados en la anafase y fallan en su incorporación a los núcleos hijos durante la mitosis. Estudios utilizando anticuerpos antikinetocoro (4), muestran que los MN radioinducidos derivan predominantemente de fragmentos acéntricos.
Después de un evento inductor de MN (daño genotóxico) sólo aquellas células que se dividen pueden expresar su daño cromosómico como MN. La utilización de la técnica de MN con bloqueo de la citocinesis por el agregado de Citocalasina B (5) garantiza el recuento de MN en células que se dividen y que han completado su primer ciclo de división celular (2da. interfase), fácilmente reconocibles por su aspecto binucleado.

El reconocimiento, de cambios en el status citogenético debidos a la radiación, con fines de dosimetría biológica, requiere que los valores de frecuencia espontánea sean adecuadamente determinados. Datos de nuestro laboratorio indican una frecuencia media espontánea para un pool de donantes sanos de 0,013 $\pm$ 0,008 (6). Esta alta frecuencia espontánea muestra además una

amplia variabilidad interindividual. Algunos autores sugieren que esta variabilidad es debida a factores tales como edad, sexo y condiciones de estilo de vida (hábito de fumar, consumo de alcohol, dieta, etc.) (7).

El objetivo del presente trabajo es analizar la influencia de la edad, sexo y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN, a fin de definir más ampliamente la aplicación del dosímetro de MN en la estimación de sobreexposiciones accidentales.

MATERIALES Y METODOS:

La estimación de la frecuencia de MN fue analizada en cultivos de linfocitos de sangre periférica provenientes de 50 dadores sanos en el rango de 4 a 62 años, divididos en dos grupos sobre la base de su condición de fumador. Una fracción de la muestra fue irradiada in vitro con radiación gamma de Co-60 en el rango de 0.35 Gy - 4 Gy con un equipo PICKER C4M60 a una tasa de dosis media de 0.70 Gy / min.

Metodología de cultivo: Se incubaron 0.2 - 0.4 ml de sangre entera, extraída por venipunción, en 8ml. de medio RPMI 1640 complementado con suero bovino fetal al 20% (v/v) durante 72 hs. a 37°C. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina P (1 µg/ml, Difco). A las 44 hs. de cultivo se agregó citocalasina B (4,5 µg/ml, Sigma). A las 72 hs. de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (8), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol / ácido acético (3:1) y se coloreó con Giemsa 5% (pH 6.8).
Se estableció la frecuencia de MN evaluando de 500 a 2500 células binucleadas por muestra y por punto de dosis, aplicando los criterios de Countryman y Heddle (1976), Fenech (1993) (1, 7) para la identificación de micronúcleos y de células binucleadas.

Análisis estadístico:

Se realizó un análisis de regresión lineal a fin de evaluar la frecuencia espontánea de MN en función de la edad.
El ajuste de las curvas de calibración se efectuó aplicando un método de cuadrados mínimos repesado iterativo, donde el peso es la varianza.
Se realizó un análisis de regresión lineal múltiple para la evaluación de la frecuencia de MN espontánea y radioinducida (variable dependiente) respecto de la dosis, edad, sexo y hábito de fumar (variables independientes).

Todas las variables fueron consideradas dentro de la siguiente ecuación:

$$Y = \beta_0 + \beta_1 X_1 + \beta_2 X_2 + \beta_3 X_3 + \beta_4 X_4$$

donde:

Y = frecuencia de MN
β_0 = frecuencia espontánea.
β_1, β_2, β_3 y β_4 = parámetros estimados.
X_1 = dosis (0 Gy - 4 Gy)
X_2 = edad (4 - 62 años)
X_3 = sexo (0 : varón ; 1 : mujer)
X_4 = hábito de fumar (1 : fumador ≥ 20 cigarrillos / día ; 0 : no fumador)

Los modelos de regresión múltiple son más apropiados cuando la variable dependiente (frecuencia de MN) es continua y sigue una distribución Normal, con varianza constante. Para eventos raros

tales como la producción de MN, asumimos que la distribución es de Poisson por lo que las premisas de distribución Normal y varianza constante resultan inapropiadas.
Teniendo en cuenta estas consideraciones, se utilizó un modelo de regresión lineal múltiple sobre datos transformados, es decir, tomando el logaritmo natural de la frecuencia de MN a fin de normalizar la variable dependiente.

RESULTADOS:

La Tabla I muestra la base de datos, proveniente de 50 dadores sanos, en la que se consignan: número de células binucleadas (CB) evaluadas, número de MN, frecuencia de MN (MN/CB), logaritmo de la frecuencia de MN, hábito de fumar (fumador: 1 ; no fumador : 0), sexo (femenino: 1; masculino : 0), dosis (0 Gy - 4 Gy) y edad (4 - 62 años).

Por medio de un modelo de regresión lineal simple se analizó la influencia de la edad sobre la frecuencia de espontánea de MN, tomando los datos como pool (Fig. I) y diferenciando los donantes fumadores de los no fumadores (Fig. II y III). Los resultados provenientes de los 50 donantes analizados, sugieren una correlación significativamente positiva ($p < 0,0001$) de la frecuencia espontánea de MN con la edad.
El análisis de los datos evaluados por grupos etarios: donantes de 25 a 42 años y donantes de 42 a 62 años, sugiere que las diferencias en las frecuencias de MN observadas por grupos etarios son menores que las observadas por la condición de fumador y que la condición de fumador incrementa tres veces la frecuencia de MN respecto de la condición de no fumador, excluyendo a los donantes menores de 25 años de este análisis. Estos resultados justifican una evaluación de la condición de fumador y no fumador. Para ello se realizó una curva de calibración in vitro para donantes fumadores y otra para donantes no fumadores. Los parámetros de la relación dosis-respuesta fueron obtenidos ajustando los datos de cada donante separadamente. El ajuste respondió a un modelo lineal cuadrático según la ecuación:

$$y = c + \alpha D + \beta D^2 \quad , \text{ siendo}$$

y = frecuencia de MN para la dosis evaluada
D = dosis expresada en Gy

a) para donantes no fumadores:
   $c = 1,14 \cdot 10^{-2} \pm 0,10\ 10^{-2}$
   $\alpha = (2,29 \cdot 10^{-2} \pm 0,49 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy
   $\beta = (3,08 \cdot 10^{-2} \pm 0,19 \cdot 10^{-2})$ $1/Gy^2$
   $\chi^2 = 53,3$ GL = 24
b) para donantes fumadores:
   $c = 2,32 \cdot 10^{-2} \pm 0,13 \cdot 10^{-2}$
   $\alpha = (3,33 \cdot 10^{-2} \pm 0,53 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy
   $\beta = (2,28 \cdot 10^{-2} \pm 0,30 \cdot 10^{-2})$ $1/Gy^2$
   $\chi^2 = 57,22$ GL = 27

De una comparación preliminar de ambas curvas de calibración surge la necesidad de ampliar la muestra para dosis en el rango de 0Gy - 2Gy a fin de evaluar la significación de la diferencia observada entre ambas curvas, siendo el punto de 2Gy el correspondiente a la intersección de las mismas.

Fig I

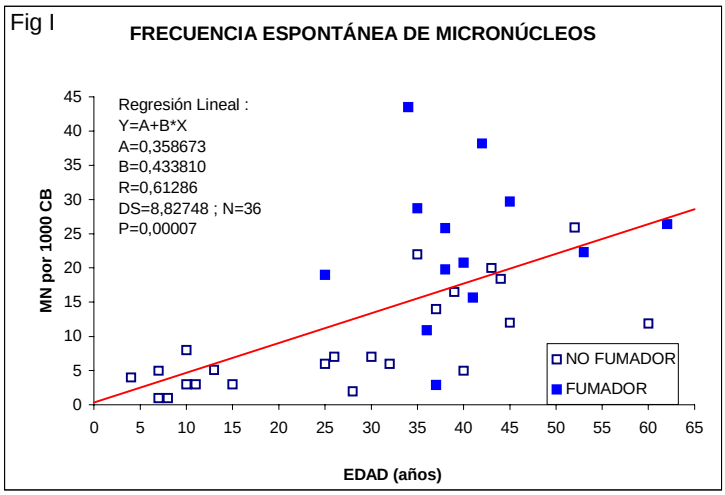


Fig II

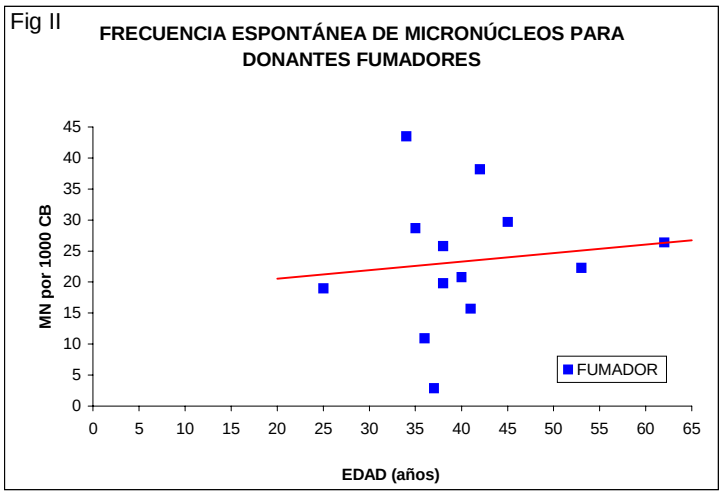
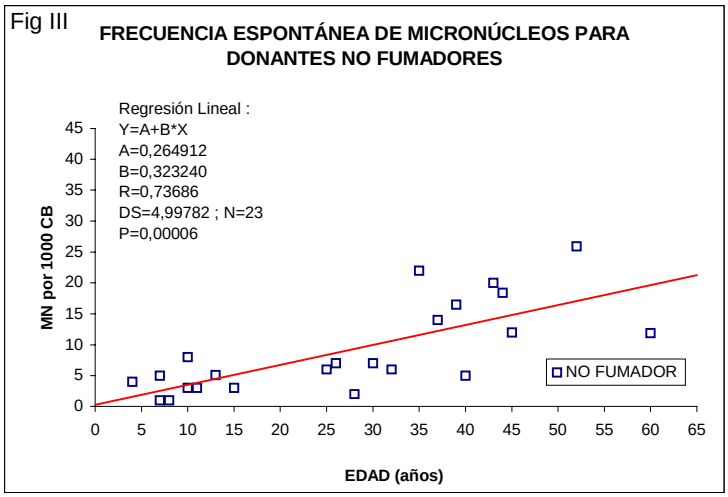


Fig III



La influencia de la edad, sexo y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN se determinó mediante un análisis de regresión lineal múltiple. Se observó una correlación significativamente positiva de la frecuencia espontánea de MN (variable dependiente) con la edad y hábito de fumar (variables independientes) (R^2 = 0.59) como así también de la frecuencia de MN radioinducidos con la dosis, edad y hábito de fumar (R^2 = 0.86).
Con respecto al sexo, el análisis de los resultados indica que éste no influencia significativamente la variabilidad de la frecuencia de MN, pero se observa una mayor dispersión en los resultados para mujeres respecto a la observada en varones.

DISCUSION:

El análisis global de los resultados indica que los denominados "factores de confusión": edad y hábito de fumar tienen una influencia estadísticamente significativa sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN. Estos resultados sustentan la conveniencia de tomar en consideración los mencionados factores en las estimaciones dosimétricas de sobreexposiciones accidentales particularmente para dosis inferiores a 2Gy.

Si bien el sexo no influencia significativamente la variabilidad de la frecuencia de MN, la mayor dispersión en las frecuencias de MN observada en mujeres respecto a la de varones puede ser debida a la pérdida no disyuncional de cromosomas X.

La comparación de las curvas de calibración fumador-no fumador sugiere la necesidad de ampliar la muestra para el estudio de la significación de las diferencias observadas entre ambas curvas.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo fue realizado con el financiamiento parcial provisto por un contrato de asistencia con la International Atomic Energy Agency (Research Contract N° 8369 / RB)

REFERENCIAS

1) Countryman, P.I. and Heddle J.A. (1976) *The Production of Micronuclei from Chromosome Aberrations in Irradiated Cultures of Human Lymphocytes*, Mutat. Res., 41, 321-332.

2) Tates, A.D., Van Welie, M.T. and Ploem, J.S. (1990) *The Present State of the Automated Micronucleus Test for Lymphocytes*, Int. J. Radiat.Biol., 58, 813-825.

3) Fenech, M. (1991) *Optimization of Micronucleus Assays for Biological Dosimetry*, Prog. Clin. Biol. Res., 372, 317-320.

4) Eastmond, D.A. and Tucker, J.D. (1989) *Identification of Aneuploidy Inducing Agents Using Cytokinesis-Blocked Human Lynphocytes and Antikinetochore Antibody*, Environ. Mol. Mutagen, 13, 34-43.

5) Fenech, M. and Morley, A. (1985) *Measurement of Micronuclei in Lymphocytes*, Mutat. Res., 147, 29-36.

6) Di Giorgio, M. and Thomasz, E. (1992) *Use of Micronuclei in Biological Dosimetry. A Method for Rapid Screening in the Case of Large Scale Radiation Accidents.* Proceed. IRPA-8, Canada / Seg. Radiológica, 7, 34-41.

7) Fenech, M. (1993) *The Cytokinesis-Block Micronucleus Technique:A Detailed Description of the Method and its Application to Genotoxicity Studies in Human Populations*, Mutat. Res., 285, 35-44.

8) Iskandar, O. (1979) *An Improved Method for the Detection of Micronuclei in Human Lymphocytes*, Stain Technol., 54, 221.

Tabla I

CB	MN	FRECUENCIA	LN(FREC)	FUM=1/NFUM=0	FEM=1/MASC=0	DOSIS (Gy)	EDAD
1000	4	0.0040	-5.5215	0	1	0	4
1000	5	0.0050	-5.2983	0	1	0	7
1000	1	0.0010	-6.9078	0	0	0	7
1000	1	0.0010	-6.9078	0	1	0	8
1001	8	0.0080	-4.8293	0	0	0	10
1000	3	0.0030	-5.8091	0	1	0	10
1000	3	0.0030	-5.8091	0	0	0	11
1166	6	0.0051	-5.2696	0	0	0	13
1000	3	0.0030	-5.8091	0	1	0	15
500	3	0.0060	-5.1160	0	0	0	25
1007	7	0.0070	-4.9688	0	0	0	26
500	1	0.0020	-6.2146	0	0	0	28
1000	7	0.0070	-4.9618	0	0	0	30
500	3	0.0060	-5.1160	0	1	0	32
500	11	0.0220	-3.8167	0	0	0	35
500	7	0.0140	-4.2687	0	0	0	37
846	14	0.0165	-4.1015	0	1	0	39
1000	5	0.0050	-5.2983	0	0	0	40
500	10	0.0200	-3.9120	0	0	0	43
434	8	0.0184	-3.9936	0	0	0	44
500	6	0.0120	-4.4228	0	1	0	45
502	13	0.0259	-3.6537	0	0	0	52
1012	12	0.0119	-4.4348	0	0	0	60
1092	28	0.0256	-3.6636	0	1	0.35	35
1146	35	0.0305	-3.4887	0	1	0.35	35
1021	30	0.0294	-3.5273	0	1	0.5	32
1747	45	0.0258	-3.6590	0	0	0.5	33
1134	49	0.0432	-3.1417	0	1	0.5	35
606	21	0.0347	-3.3624	0	1	0.5	60
577	34	0.0589	-2.8315	0	1	1	32
1028	60	0.0584	-2.8410	0	0	1	33
1004	179	0.1783	-1.7244	0	1	2	32
1692	304	0.1797	-1.7166	0	0	2	33
1279	282	0.2205	-1.5119	0	1	2	40
501	157	0.3134	-1.1604	0	1	3	32
1247	429	0.3440	-1.0670	0	0	3	33
501	308	0.6148	-0.4865	0	1	4	32
826	487	0.5896	-0.5283	0	0	4	33
2110	40	0.0190	-3.9656	1	1	0	25
1380	60	0.0435	-3.1355	1	0	0	34
941	27	0.0287	-3.5511	1	1	0	35
641	7	0.0109	-4.5171	1	0	0	36
1035	3	0.0029	-5.8435	1	0	0	37
465	12	0.0258	-3.6571	1	0	0	38
607	12	0.0198	-3.9236	1	1	0	38
1920	40	0.0208	-3.8712	1	0	0	40
510	8	0.0157	-4.1550	1	1	0	41
1099	42	0.0382	-3.2645	1	1	0	42
1955	58	0.0297	-3.5177	1	1	0	45
1120	25	0.0223	-3.8022	1	1	0	53
984	26	0.0264	-3.6335	1	1	0	62
1113	46	0.0413	-3.1862	1	1	0.5	25
377	14	0.0371	-3.2932	1	0	0.5	28
596	18	0.0302	-3.4999	0	1	0.5	35
979	31	0.0317	-3.4525	1	1	0.5	35
590	26	0.0441	-3.1220	1	0	0.5	36
1155	29	0.0251	-3.6846	1	0	0.5	37
724	26	0.0359	-3.3267	1	0	0.5	38
455	17	0.0374	-3.2871	1	1	0.5	41
1643	67	0.0408	-3.1996	1	1	0.5	45
2267	75	0.0331	-3.4087	1	0	0.5	53
2387	108	0.0452	-3.0957	1	1	1	25
1000	101	0.1010	-2.2926	1	0	1	34
2393	212	0.0886	-2.4237	1	0	1	34
1002	80	0.0798	-2.5277	1	1	1	34
1000	90	0.0900	-2.4079	1	0	1	35
2522	213	0.0845	-2.4715	1	1	1	35
907	141	0.1555	-1.8614	1	1	2	25
1139	196	0.1721	-1.7598	1	0	2	34
830	140	0.1687	-1.7798	1	1	2	35
507	95	0.1874	-1.6746	1	0	2	36
698	154	0.2206	-1.5113	1	0	2	38
652	111	0.1702	-1.7705	1	1	2	41
355	60	0.1690	-1.7778	1	1	2	45
486	160	0.3292	-1.1110	1	1	3	25

Garantía de calidad basada en performance: el punto de vista regulatorio

Sajaroff, P.M.

Presentado en la XIII^{era} Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear,
Villa del Dique, Córdoba, Argentina, 14 al 17 de noviembre, 1995

GARANTÍA DE CALIDAD BASADA EN PERFORMANCE: EL PUNTO DE VISTA REGULATORIO

Sajaroff, P.M.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

Introducción

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) constituyó a principios de 1991 un Grupo Asesor para la Revisión Amplia del Código y las Guías de Seguridad de Garantía de Calidad del Programa NUSS (Nuclear Safety Standards), el cual finalizó formalmente su tarea en junio de 1995, aunque la verificación global de consistencia técnica y temática entre todos estos documentos se completó recientemente, a mediados de octubre.

Este Grupo Asesor estuvo integrado por especialistas de diversos países (Alemania, Argentina, Brasil, Canadá, Corea, España, Estados Unidos, Francia, Holanda, Hungría, India, Italia, Japón, México, Polonia, Reino Unido, República Eslovaca, República Checa, República Popular China, Rumania, Rusia, Suecia) y de organizaciones internacionales vinculadas al tema (ISO, FORATOM, la Comisión Europea y, obviamente, el propio OIEA). Además, en cada documento revisado se tuvo en cuenta los comentarios que hicieron llegar los Estados Miembros[1] a solicitud del OIEA.

El presente trabajo tiene por objeto describir el contenido conceptual del borrador final de la nueva versión (revisión 2) del Código 50-C-Q "Garantía de Calidad para la Seguridad en Centrales Nucleares y otras Instalaciones Nucleares" (en adelante, el Código), ya que el mismo -por estar basado en performance- es substancialmente diferente del de la versión aún vigente (revisión 1), ya que este último está elaborado con un enfoque esencialmente prescriptivo.

Aunque el enfoque regulatorio de performance no es nuevo ni en la Argentina ni en otros países, lo que sí resulta novedoso es basar la aplicación de garantía de calidad en performance. En efecto, los usuarios primarios del Código no serán ahora las Autoridades Regulatorias sino todos aquellos individuos y organizaciones que utilizan a diario garantía de calidad dentro de la estructura organizativa de cada Entidad Responsable: niveles gerenciales, diseñadores, constructores, fabricantes, proveedores, operadores, etc. [Aunque el término *performance* no existe en el idioma español, desde el punto de vista regulatorio significa cumplimiento de objetivos de seguridad.].

Ello contribuirá a prevenir interpretaciones erróneas de la garantía de calidad (por ejemplo, que es un requerimiento regulatorio formalístico) y a evitar realizar trabajos que no sean efectivos, tales como producir papeles sin que se logre la calidad necesaria (lo que puede verse como una desviación *patológica* de la garantía de calidad).

De esta manera se da prioridad a la implementación del programa de garantía de calidad y a la efectividad, más que al desarrollo del programa en sí y a la documentación.

Ello concuerda con los desarrollos actuales en técnicas de gestión de calidad, dando énfasis a lo que se denomina "correcto la primera vez" (right-first-time) más que a encontrar y a corregir errores, lo cual se alinea con la próxima generación de documentos ISO-9000.

[1] En Argentina se dio activa participación a los principales destinatarios del Código y sus Guías de Seguridad: Comisión Nacional de Energía Atómica (Gerencias Centrales Nucleares, Ciclo de Combustible, Radioisótopos y Radiaciones, Investigación y Desarrollo), ENACE S.A. e INVAP S.E. y posteriormente, Nucleoeléctrica Argentina S.A. A estas organizaciones se les fue solicitando comentarios de los documentos a medida que su elaboración avanzaba.

A principios del mes de octubre pasado, el NUSSAG (NUSS Advisory Group) le recomendó al Director General del OIEA la adopción del Código. Aunque aún falta por parte de este Organismo Internacional su aprobación formal y la de sus correspondientes Guías de Seguridad revisadas, diversas organizaciones de algunos Estados Miembros ya han adaptado sus programas de garantía de calidad al Código, entre los que cabe mencionar el Departamento de Energía, Martin Marietta Energy Systems y Westinghouse Nuclear Division en los Estados Unidos de América, y Nuclear Electric plc y Scottish Nuclear ltd en el Reino Unido. A su vez, Nuclear Electric está asesorando en el tema a organizaciones de Rusia (Tacis), de la República Checa (Phare) y de Bulgaria (Kosloduy). Por otra parte, las Autoridades Regulatorias de la República Checa y de Hungría ya están revisando sus regulaciones para ir adaptándolas al Código.

Se presentan asimismo las Guías de Seguridad revisadas, destacando aquellas no existentes anteriormente.

Para evitar confusiones con revisiones precedentes, las siglas del Código y de sus Guías son ahora 50-C-Q, 50-SG-Q1, ..., 50-SG-Q14 en vez de 50-C-QA, 50-SG-QA1, etc.

Contenido del Código

El contenido del Código puede parecer, en principio, diferente al de las versiones anteriores e, incluso, al de los otros cuatro Códigos NUSS (Organizaciones Nacionales, Emplazamiento, Diseño, Explotación), ya que su texto ha sido significativamente reducido y sólo contiene los requerimientos básicos a ser adoptados cuando se establecen e implementan programas de garantía de calidad relacionados con la seguridad de centrales nucleares. Incluso las recomendaciones u orientaciones sobre la implementación de dichos requerimientos se han transferido a las Guías de Seguridad aplicables.

El propósito fue que el Código estuviera escrito en un lenguaje más accesible y “amigable” para el usuario y que únicamente contenga requerimientos, presentando de manera explícita los conceptos modernos de garantía de calidad.

El objetivo es incrementar la seguridad nuclear a través de un mejoramiento de los métodos utilizados para lograr calidad.

Los tres aspectos esenciales para asegurar calidad, y de esta manera alcanzar y mantener un nivel apropiado de seguridad, son Gerenciamiento (management), Performance y Evaluación (assessment).

El Código establece diez requerimientos básicos, englobados por los tres aspectos mencionados. Dichos requerimientos son aplicables al programa de garantía de calidad general de la Entidad Responsable y a todos los demás programas particulares cubiertos por el programa general en cada etapa (diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio), abarcando a todos las personas y organizaciones involucradas (tales como diseñadores, proveedores, constructores, fabricantes y operadores).

Para cada uno de los tres aspectos, los requerimientos están agrupados de la siguiente manera:

Gerenciamiento:	programa de garantía de calidad; entrenamiento y calificación; control de no-conformidades y acciones correctivas; control de documentos y registros.

Performance:	trabajo[2]; diseño; compras; inspección y ensayo para aceptación.
Evaluación:	auto-evaluación gerencial; evaluación independiente.

Los requerimientos básicos del Código pueden ser aplicados, con la debida adaptación, a otras instalaciones nucleares tales como las de almacenamiento de combustible irradiado, tratamiento y almacenamiento de residuos radiactivos, fabricación de combustible, reactores de investigación, producción de radioisótopos, investigación y desarrollo, etc.

El alcance de la garantía de calidad "tradicional" se ha por lo tanto ampliado, con lo que se la refuerza como una herramienta gerencial en la dirección global de un proyecto nuclear, pero más orientada al usuario y mirando a la calidad en su conjunto.

La garantía de calidad basada en performance parte del hecho de que el rol gerencial es establecer y aplicar principios que integren requisitos de calidad en el trabajo diario. Se resalta así la responsabilidad de cada persona en el logro de objetivos establecidos.

El programa de garantía de calidad sólo será efectivo cuando todos los individuos involucrados en el proyecto (o sea, los que constituyen los niveles gerenciales, los que realizan el trabajo y los que evalúan el trabajo realizado) contribuyan a la calidad de manera coordinada. Estos conceptos pueden resumirse en tres niveles de responsabilidad:

La Gerencia, responsable de todos los aspectos de la calidad, incluyendo planificación, organización, dirección, control y apoyo;

Los Grupos de Línea, responsables de lograr la calidad; y,

El Grupo de Evaluación, responsable de analizar la efectividad de la Gerencia y de los Grupos de Línea en el cumplimiento de sus responsabilidades, y de identificar y hacer corregir aspectos que puedan afectar al apropiado funcionamiento de la organización.

El énfasis en performance ayuda a corregir interpretaciones incorrectas de garantía de calidad (por ejemplo, que un programa de garantía de calidad reposa primariamente en aspectos tales como un abultado conjunto de procedimientos, en métodos detallados para calibración y control de instrumentos, en un exhaustivo plan de inspecciones y auditorías, etc.). Si bien estos atributos son importantes, lo que realmente da fe de la efectividad y racionalidad de un programa de garantía de calidad son los resultados finales.

La garantía de calidad basada en performance no sólo asigna responsabilidades a los niveles gerenciales sino también a cada una de las personas relacionadas, directa o indirectamente, con el proyecto nuclear. De esta manera, ninguna de ellas queda exenta de responsabilidad en lo que hace a la calidad final. El rol de los gerentes es esencial pero también hay que tener en cuenta, y enfatizar, las responsabilidades individuales, que son ineludibles.

[2] En este contexto, *trabajo* es un proceso que puede ser planeado, realizado, evaluado y mejorado. Un trabajo puede así habitualmente incluir investigación y desarrollo, diseño, compra, fabricación, manipuleo, transporte, almacenamiento, limpieza, erección, instalación, ensayo, inspección, mantenimiento, reparación, operación, apoyo técnico, recarga de combustible, desarme, etc.

Puede así decirse que todos aquellos implicados en el proyecto son corresponsables de la calidad final. Este reconocimiento explícito de la contribución y responsabilidad de cada persona sirve para corregir además otro malentendido frecuente: que la calidad es una tarea que solamente incumbe a los grupos de garantía de calidad.

Desde el punto de vista regulatorio y en el contexto del enfoque de performance, las Entidades Responsables tendrán que demostrar, a satisfacción de las Autoridades Regulatorias, el efectivo cumplimiento de los requerimientos aplicables de garantía de calidad contenidos en el Código. Esto no es una novedad sino que es un mecanismo usual en el enfoque de performance.

Es por ello que en el Código se han evitado, justamente, referencias explícitas a las Autoridades Regulatorias pues fue escrito pensando en el accionar regulatorio y en el enfoque de performance. Así se focaliza la plena responsabilidad, según los tres niveles mencionados, de todas las personas involucradas con el trabajo en un proyecto nuclear.

El Código, al igual que sus Guías de Seguridad, se han escrito en un lenguaje desprovisto de "jerga" y la terminología utilizada es la usual que puede encontrarse en normas nacionales e internacionales. Por tal motivo, el Glosario del Código sólo incluye siete definiciones de términos específicos comunes al Programa NUSS:

Seguridad nuclear;

Emplazamiento;

Diseño;

Construcción;

Puesta en marcha;

Operación; y,

Retiro de servicio.

Al Código se le ha incorporado un Anexo cuya finalidad es proveer información suplementaria para ayudar a una mejor comprensión de cada uno de los diez requerimientos (por ejemplo, por aquellos usuarios no habituados a utilizar documentos elaborados con el enfoque de performance). Según la metodología propia del OIEA, este Anexo no forma parte integral del Código.

La protección física de materiales e instalaciones nucleares y los aspectos no radiológicos de seguridad industrial y de protección del ambiente se mencionan en el Código, pero no se los considera explícitamente.

Guías de Seguridad de garantía de calidad

El conjunto de borradores finales de las Guías de Seguridad de garantía de calidad revisadas que suplementan al Código son:

50-SG-Q1 "Establecimiento e implementación de un programa de garantía de calidad"

50-SG-Q2 "Control de documentos y registros"

50-SG-Q3 "Compra de ítems y contratación de servicios"

50-SG-Q4 "Garantía de calidad en la construcción"

50-SG-Q5 "Garantía de calidad en la operación"

50-SG-Q6 "Garantía de calidad en el diseño"

50-SG-Q7 “Garantía de calidad en el retiro de servicio”

50-SG-Q8 “Garantía de calidad en la fabricación”

50-SG-Q9 “Garantía de calidad en el emplazamiento”

50-SG-Q10 “Evaluación”

50-SG-Q11 “Garantía de calidad en investigación y desarrollo”

50-SG-Q12 “Control de no conformidades y acciones correctivas”

50-SG-Q13 “Inspección y ensayo para aceptación”

50-SG-Q14 “Garantía de calidad en la puesta en marcha”

En este listado, todas las Guías de Seguridad tienen como fecha de emisión el 16 de octubre de 1995 y los documentos nuevos son las Guías 50-SG-Q7, Q9, Q11, Q12, Q13 y Q14.

Las Guías de Seguridad aún vigentes son las siguientes:

50-SG-QA1 “Elaboración del programa de garantía de calidad para centrales nucleares” (1984)

50-SG-QA2 “Sistema de documentación de garantía de calidad para centrales nucleares” (1979)

50-SG-QA3 “Garantía de calidad en la adquisición de equipo y servicios para centrales nucleares” (1979)

50-SG-QA4 “Garantía de calidad durante las obras de construcción en el emplazamiento de centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA5 “Garantía de calidad durante la puesta en servicio y la explotación de centrales nucleares” (Rev. 1, 1986)

50-SG-QA6 “Garantía de calidad en el diseño de centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA7 “Organización de la garantía de calidad para centrales nucleares” (1983)

50-SG-QA8 “Garantía de calidad en la fabricación de equipo para centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA10 “Auditorías de garantía de calidad para centrales nucleares” (1980)

50-SG-QA11 “Garantía de calidad en la adquisición, diseño y fabricación de conjuntos combustibles nucleares” (1983)

Cabe mencionar que la Guía 50-SG-QA5 se desdobló en las Q5 y Q14. A su vez, la 50-SG-QA7 y la 50-SG-QA11 se eliminaron, ya que sus contenidos fueron temáticamente distribuidos en varias de las Guías revisadas.

El espectro de temas que ahora cubren las Guías de Seguridad así como el número de las mismas se han ampliado, lo que contribuirá a facilitar la aplicación de los requerimientos del Código.

Buenos Aires, 7 de noviembre de 1995.

REFERENCIAS

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C-Q, Version 1995-10-13, IAEA, Vienna (1995).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Quality Assurance, Safety Series No. 50-C-QA (Rev. 1), IAEA, Vienna (1988).

KRÜEGER, F. W.; Comments of NUSSAG on the status and development of NUSS-documents on Quality Assurance (draft 2), Personal Communication to NUSSAG, Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin (1994-07-06).

PIERONI, N.; New NUSS Code and Safety Guides on Quality Assurance, 23rd Annual Eastern Regional Energy and Environmental Quality Division Conference, Current Trends in Quality Management: Integrating TQM and QA, Virginia, USA (February 27 - March 1, 1995).

SAJAROFF, P. M.; Personal Communication to NUSSAG, Buenos Aires (1995-04-05).

ADVISORY GROUP ON THE COMPREHENSIVE REVISION OF THE NUSS QUALITY ASSURANCE CODE AND SAFETY GUIDES, Chairman´s Final Report, IAEA, Vienna (1995-06-02).

DEPARTMENT OF ENERGY, Implementation Guide for use with 10 CFR Part 830.120: QUALITY ASSURANCE, G-830.120-REV. 0 (April 15, 1994), DoE, Washington (1994).

SAJAROFF, P. M.; El Enfoque Regulatorio de Performance en Garantía de Calidad: Aplicación a la Seguridad en Centrales Nucleares, 5º Congreso de la Sociedad Argentina de Radioprotección, Sante Fe (1995).

SAJAROFF, P. M.; El Sistema Regulatorio Argentino, Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear; Ente Nacional Regulador Nuclear-Universidad de Buenos Aires (Facultad de Ingeniería)-Ministerio de Salud y Acción Social (Dirección Nacional de Regulación y Control)-Organismo Internacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1995).

Development of Measures to Assess the Safety of Existing Nuclear Power Plants and the Effectiveness of Regulations and Regulatory Actions in Argentina

Sajaroff, P.M.

Presentado en: Peer Group Discussions on Regulatory Practices, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 8-10 May 1995

DEVELOPMENT OF MEASURES TO ASSESS THE SAFETY OF EXISTING NUCLEAR POWER PLANTS AND THE EFFECTIVENESS OF REGULATIONS AND REGULATORY ACTIONS IN ARGENTINA

Sajaroff, P.M.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Regulatory philosophy

The regulatory philosophy in Argentina is mainly structured on a performance basis. In this context, regulatory standards are related to the achievement of safety objectives. Therefore, prescriptive requirements are very specific (i.e., dose limits) and not rules.

For each relevant installation (i.e., a nuclear power plant), the National Board of Nuclear Regulation (hereinafter, the Regulatory Authority) requires that an organization shall be identified: the Responsible Organization.

This organization is responsible for the radiation and nuclear safety of the relevant installation and will only be authorized to build or operate the installation after satisfying the requirements imposed by the Regulatory Authority. The responsibility of the Responsible Organization comprises the design, construction, commissioning, operation and decommissioning stages.

The responsibility of the Responsible Organization implies its obligation to do whatever is reasonable and compatible with its possibilities towards attaining safety, accomplishing at least what is established in the applicable regulatory standards, licenses and requirements imposed by the Regulatory Authority.

The fulfilment of standards, licenses and requirements issued by the Regulatory Authority does not exempt the Responsible Organization from its responsibility for safety or from the accomplishment of standards or requirements imposed by other competent Authorities (i.e., industrial safety).

The Responsible Organization may delegate, either totally or partially, the execution of tasks related to safety but it retains the whole responsibility, which cannot be delegated.

The Responsible Organization may be in charge of more than one relevant installation. Presently, this is the case in Argentina: a State company, which is in charge of the two NPPs in operation (Atucha-I and Embalse) and of the third one under construction (Atucha-II), constitutes the Responsible Organization. This company reports to the Secretary of Energy and the Government is planning to privatize its activities in 1995.

In each relevant installation, the Responsible Organization must appoint a person belonging to its organization, called the Primary Responsible (the licensee), who shall be assigned direct responsibility for the safety in such installation.

The Primary Responsible must also do whatever is reasonable and compatible with his possibilities towards attaining safety, accomplishing at least the applicable standards, licences and requirements imposed by the Regulatory Authority. Their mere fulfilment is not sufficient to cover his direct responsibility for the safety of such installation, nor exempt him from the accomplishment of other regulations not related with radiation and nuclear safety issued by other competent Authorities.

For the appropriate accomplishment of the responsibility assigned to the Primary Responsible, the Responsible Organization must:

a) give him all the necessary support; and,

b) to verify that he fulfils that responsibility.

Usually, the Primary Responsible is the installation's manager.

In order to initiate the construction or the operation of a relevant installation, the Responsible Organization must have previously the respective Construction or Operation License, granted by the Regulatory Authority.

The Construction License is a document by which -under certain conditions- the Regulatory Authority authorizes the Responsible Organization to initiate the construction of a relevant installation. It is granted when the former considers that the standards and requirements applicable to the site, to the basic design and to the expected safety level during future operation have been fulfilled.

The Operation License is another document by which -under certain conditions- the Regulatory Authority authorizes the Responsible Organization to initiate the normal operation of the installation. It is granted when, from the evaluation of documents and studies presented, from regulatory inspections performed during construction and commissioning and from the results obtained during commissioning, it arises that, at the satisfaction of the Regulatory Authority, the applicable standards and requirements have been fulfilled.

Although there are only two "positive actions" in the licensing process of a relevant installation (both Licenses), such process involves a continuous interaction between the Responsible Organization and the Regulatory Authority. This is an iterative process, whose complexity is in accordance with the associated risks.

Such an interaction is facilitated by the performance-based characteristics of the regulatory standards and requirements.

The evaluations performed previously to the granting of a License include such matters as safety assessments, quality assurance, maintenance and in-service inspections, radiological protection, emergency plans, etc., as well as the Responsible Organization´s capability to exert its responsibilities.

As far as the operation personnel is concerned, the Regulatory Authority requires appropriate educational background and training and, additionally, that the people appointed for positions implying significant influence upon safety in relevant installations be subject to the licensing process.

These positions are defined by the Regulatory Authority on a case-by-case basis, taking into account the Responsible Organization´s proposals, as well as the former´s opinion.

Requisites for licensing personnel encompass:

basic education;

specialised education;

training;

re-training;

psycho-physical fitness; and,

on-the-job performance.

Persons appointed to licensable positions shall get two types of regulatory documents.

The first one is called “License” and credits for both basic and specialised education, and for on-the-job experience in a certain position at a given type of relevant installation (i.e., PHWR NPPs). The specialised education is confirmed by means of an examination. The experience shall be certified by the Responsible Organization and accepted by the Regulatory Authority. The License is granted upon the candidate’s request and has permanent validity. It is a necessary but not sufficient condition to appoint a person for a specific position in a specific installation.

The second document is a Specific Authorization. This is granted by the Regulatory Authority upon request by the Responsible Organization, when the candidate is psycho-physically apt for a licensable position and credits a proper on-the-job training verified through examination, and an acceptable on-the-job performance. The Specific Authorization has a maximum validity of two years and can be renewed if the aforesaid conditions are met.

Its validity can be shorter should medical doctors certify a psycho-physical fitness shorter than two years. Additionally, there are annual re-training requirements with examinations, which can act as a further limiting factor of this time period.

Information concerning personnel licensing is another matter taken into account before granting the Operation License, including:

organization chart;

profile of each position;

training programme;

proposal of the licensable positions.

Following regulatory requirements, each NPP in operation has an Internal Safety Committee, which, among other duties, evaluates the events occurred in the installation and advises the Primary Responsible on the corrective actions that may correspond. In turn, the Responsible Organization does with a Technical Review Committee, acting as its advisor, that analyses the events occurred in both installations. When an event has a significant influence upon radiation or nuclear safety, or implies a deviation from the operational limits and conditions established in the Operation License, the resulting eventual modifications to the installation or to procedures are analysed by the former Committee before authorization for their implementation is requested by the Responsible Organization from the Regulatory Authority.

Methods applied and areas covered in NPP safety assessments

A safety assessment includes a systematic review of the ways in which structures, systems and components might fail and the identification of their consequences. Two complementary methods are used by the Regulatory Authority: inspections and evaluations.

Inspections are performed in order to examine items and verify processes as from a radiation and nuclear safety point of view. Inspections are classified as routine and special inspections, and most of them are generally scheduled according to a programme.

Routine inspections are related to day-to-day plant activities and aimed at verifying compliance with requirements. They are usually carried out by resident inspectors.

Special inspections are performed in very specialised areas (i.e., nuclear instrumentation, dosimetry, failure analysis, etc.) and, in their performance, resident inspectors are supplemented by qualified members of other regulatory groups. For some subjects (such as dynamic seismic analysis, corrosion, etc.) the Regulatory Authority does not have its own specialists. In these cases, inspections are performed jointly with appropriate external organizations acting as advi-

sors (i.e., the Fire Brigade of the Federal Police for fire protection). In order to have an independent opinion in those matters, such external organizations shall not be connected with the Responsible Organization.

Inspections cover matters related to both “hardware” (installation) and “software” (documentation and human factors) and the typical topics taken into account for NPPs in operation are:

compliance with license conditions and other requirements;

safety matters during scheduled and non-scheduled shutdowns;

emergency preparedness (i.e., during annual exercises);

feedback of operational experience (within the Responsible Organization);

failures or significant events and the follow-up of corrective actions and related requirements;

follow-up of original design modifications, including new type fuel testing (i.e., LEU);

quality assurance (i.e., procedures compliance);

training, re-training (particularly, how to cope with non-routine situations) and on-the-job performance;

managerial matters (fulfilment of the Responsible Organization´s responsibility vis-à-vis the Primary Responsible, effectiveness of the technical support given by the headquarters’ engineering group to the on-site group, etc.);

managerial attitude (safety culture);

housekeeping, etc.

Safety evaluations are carried out using deterministic and probabilistic methods.

The deterministic method covers subjects such as thermohydraulics, neutronics, structural dynamics, etc. The probabilistic safety analysis (PSA) is mainly connected with reliability analysis, human factors, precursor analysis and risk-based inspections. Both methods are considered as complementary.

PSA is used as an analytical technique for integrating diverse aspects of design and operation in order to assess risk for a particular NPP, as well as to develop a data base for analysing plant-specific and generic issues. PSA is a typical requirement in the licensing process for NPPs in Argentina. According to a Regulatory Standard, one condition for design acceptance is an accident analysis taking into account annual probabilities of hypothetical accident sequences and the derived radiological consequences in the critical group (maximum individual risk). It is related to the Safety Goals used by the Regulatory Authority (as described in the Report on the 1993-1994 Peer Group Discussions on Regulatory Practices).

The specific PSA for Atucha-I is advancing: Level I will be finished in the second quarter of 1995; after that Level 2 will be started. The PSA of Embalse is being prepared. [Atucha-I is a pressure vessel PHWR-type NPP, natural uranium, heavy water, 340 MW_e, on-line refuelling; its commercial operation started in 1974. Atucha-II, located at the same site, is in an advanced construction stage; it will have characteristics similar to those of Atucha-I, although its power output will be double. Embalse is also a PHWR cooled and moderated with heavy water and fueled with natural uranium, although of the CANDU, pressure-tube type, 640 MW_e and on-line refueling; its operation started in 1984.].

Safety-performance indicators are not formally used as such by the Regulatory Authority. However, this type of figures are considered and analysed for each NPP as from the trend-setting point of view, for example:

safety systems actuation,

safety systems failure,

safety systems unavailability,

outages due to safety or control systems actuation, including those externally-induced (i.e., grid failure),

significant events,

occupational doses (discriminated by specific tasks).

Regarding the **feedback of operational experience**, the reporting of events having influence on safety is required by a specific Regulatory Standard ("Communication of relevant events"). The Responsible Organization communicates any relevant event as soon as possible after occurrence and, then, submits an analytical report thereof to the Regulatory Authority in accordance with the terms indicated in the Operation License, and with prior intervention of both the Internal Safety Committee and the Technical Review Committee.

The main aspects considered in the report are a description of the state of the installation prior to the event; a description of the event itself and sequence of incidents; the actions taken by operators in connection with the event; consequences of the event; and, corrective actions for preventing recurrence of similar events, as well as the potentiality of that event in the other operating NPP. In addition, the report indicates similar or related events that have occurred at the installation, providing an assessment of their implications to safety and detailing the corrective actions taken.

The Regulatory Authority performs its own independent safety evaluation (i.e., analysis of precursors based on the event sequences), whose results may also bring along patterns for the application of corrective actions.

This event-communication criterion underway allows for an adequate identification of and attention to both potentially serious deficiencies and the consequences of any events whose occurrence may imply near misses to any of the safety functions.

Everytime such an event occurs in a plant, the Primary Responsible communicates its occurrence to the other NPP, to the Responsible Organization´s technical groups (such as engineering) and, as it corresponds, to WANO, COG (CANDU Operators Group) and through the latter, INPO. Additionally, this active interaction of the Responsible Organization also includes the respective designers (Atucha-I is a Siemens-KWU design, while Embalse was designed by AECL-Italimpianti).

Besides, participation in and interaction with IAEA´s IRS and INES programmes are being intensified.

In turn, through all those organizations, the NPPs receive an important flow of information on the occurrence of events at installations abroad. This information is distributed among the various sectors of the Responsible Organization. As both plants are of the PHWR type, this reduces the variety and the volume of the received information to be considered and the benefits obtained thereof depend on the similarity between the plant where the event occurred and Atucha or Embalse. In some cases, it stimulates the evaluation of similar potential situations that might occur in one or both NPPs. However, such information is useful for both the Responsible Organization and the Regulatory Authority on topics such as vibrations, corrosion, safety culture, human factors, etc. These topics allow to focus the prevention of potential failure modes that had not been observed in the Argentine plants, even if occurred in different installations.

Additionally, the fact that both nuclear power plants in operation are under the same Responsible Organization allows for a fluent communication among both Primary Responsibles and their technical groups. Within this framework, there is an active exchange of operational experience, which is only limited to the differences in design of both installations.

An example of feedback of operational experience in Atucha-I is a requirement issued for the progressive replacement, during programmed outages, of the coolant channels having Stellite parts. [Stellite-60 is a non-ferrous alloy containing 60% Co.]. The goal is compliance with the new occupational dose limits (ICRP 60 recommendations and the regulatory new Radiological Safety Basic Standard): doses due to the production of Co-60 by activation became unacceptable.

The feedback from Atucha-I to Atucha-II is another example. The use of Stellite in coolant channels was also prohibited by the Regulatory Authority.

Ageing is another aspect under regulatory supervision. The Responsible Organization recently programmed the back-fitting of Atucha-I for life extension. In this context, two main regulatory requirements issued in 1994 were: a) the modification of the emergency electrical system, and, b) the installation of an alternative and independent heat sink.

Lessons learnt

The performance-based approach adopted involves results that are appropriate to the regulatory action. Although the licensing process contains only two “positive actions” (the Construction and Operation Licenses), it also involves a continuous interaction between the Regulatory Authority and the Responsible Organization. As it was previously mentioned, this is an iterative process facilitated by the performance-based characteristics of the regulatory standards and requirements. Open attitudes, mutual confidence and technical competence in both organizations are essential in terms of assessing safety.

A practical example is the safety assessment of Atucha-I as a result of in-core damages arisen from a broken guide tube and fuel-coolant channel in August 1988[1]. The NPP was shut down and repair works and inspections kept the plant off grid for 16 months. Nuclear safety was not affected due to the intrinsic characteristics of the design, but operational restart demanded an intensive regulatory effort (more than 200 technical reports were analysed and diverse special inspections were carried out for about a year).

As it occurs during nuclear commissioning, an Ad-hoc Committee was required to the Responsible Organization for conducting tests performed at the subcritical and critical levels
and at different power steps, until full power was reached.

As results were acceptable for the Regulatory Authority, normal operation was authorized and a new Operation License was granted. It includes additional repetitive tests, specific inspections and “early-alarm” systems and procedures in order to prevent the recurrence of similar events. Since that date, both safety and operational performance at Atucha-I have been appropriate.

In March 1990, an IAEA Mission confirmed the effectiveness of the repair works performed by the Responsible Organization, as well as the adequacy of conditions for restarting.

As a conclusion, an evaluation of how successful the regulations and actions have been in enhancing safety of NPPs can be performed in terms of results. During more than 30 reactor years, different failures or incidents occurred -as it is the case in other installations around the world- but nuclear safety was not impaired. Additionally, there was no need for imposing sanctions.

[1] A detailed report of this event was published in Nuclear Engineering International “Clearing debris from the core at Argentina´s Atucha-I PHWR”, July 1990.

Self-assessment

Self-assessments are regularly performed at all levels of Regulatory Authority management in order to verify the effectiveness of regulatory processes and compliance with the objectives, as well as to promote work improvement. Therefore, when deemed necessary, managerial weaknesses that may hinder the achievement of objectives are identified and corrected. The people conducting self-assessments do not participate in the work being assessed. The organization is matrix-based and the various regulatory processes and works are structured as projects. One person is responsible for the implementation of each project (e.g., inspections, safety evaluations, etc.), following a pre-established programme and a schedule.

Regarding regulatory matters (radiation and nuclear safety, safeguards and physical protection), an organization unit (the Prospective and Planning Department) is in charge of self-assessments and monitors the progress made in the various projects. This Department reports directly to the Regulatory Authority's Board of Directors.

Additionally, as required by law, an Internal Auditing Unit carries out regular audits on the use of budgetary resources -also reporting to the Board of Directors- and, consequently, performs supplementary self-assessments. This Unit must also report to the National Auditing Agency (within the framework of the country's Presidency).

An annual report detailing regulatory activities is also used as a self-assessment tool: it describes the various regulatory tasks performed during that time period and, thus, a comparison between planned tasks and results is made evident. This report is sent to the country's Presidency, to the Congress and to other national, provincial and municipal agencies.

El enfoque regulatorio de performance en garantía de calidad: aplicación a la seguridad en centrales nucleares

Sajaroff, P.M.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

EL ENFOQUE REGULATORIO DE PERFORMANCE EN GARANTÍA DE CALIDAD: APLICACIÓN A LA SEGURIDAD EN CENTRALES NUCLEARES

Sajaroff, P.M.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

Introducción

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) constituyó a principios de 1991 un Grupo Asesor para la Revisión Amplia del Código y las Guías de Seguridad de Garantía de Calidad del Programa NUSS (Nuclear Safety Standards), el cual finalizó su cometido en junio de 1995.

Este Grupo Asesor estuvo integrado por especialistas de diversos países (Alemania, Argentina, Brasil, Canadá, España, Estados Unidos, Francia, Hungría, India, Italia, Japón, México, Polonia, Reino Unido, República Eslovaca, República Checa, República Popular China, Rumania, Rusia, Suecia) y de organizaciones internacionales vinculadas al tema (ISO, FORATOM, la Comisión Europea y, obviamente, el propio OIEA). Además, en cada documento revisado se tuvo en cuenta los comentarios que hicieron llegar los Estados Miembros[1] a solicitud del OIEA.

El presente trabajo tiene por objeto describir el contenido conceptual del borrador final de la nueva versión (revisión 2) del Código 50-C-QA "Garantía de Calidad para la Seguridad de Centrales Nucleares y otras Instalaciones Nucleares" (en adelante, el Código), ya que el mismo -por estar basado en performance- es substancialmente diferente del de la versión aún vigente (revisión 1), elaborado con un enfoque esencialmente prescriptivo.

Aunque el enfoque regulatorio de performance no es nuevo ni en la Argentina ni en otros países, lo que sí resulta novedoso es basar la aplicación de garantía de calidad en performance. En efecto, los usuarios primarios del Código no serán ahora las Autoridades Regulatorias sino todos aquellos individuos y organizaciones que van a utilizar cotidianamente garantía de calidad dentro de la estructura organizativa de cada Entidad Responsable: niveles gerenciales, diseñadores, constructores, fabricantes, proveedores, operadores, etc. [El término *performance* no existe en el idioma español, pero desde el punto de vista regulatorio significa cumplimiento de objetivos de seguridad.].

Ello contribuirá a prevenir interpretaciones erróneas de la garantía de calidad (por ejemplo, que es un requerimiento regulatorio formalístico) y a evitar realizar trabajos que no sean efectivos, tales como producir papeles sin que se logre la calidad necesaria (lo que puede verse como una desviación *patológica* de la garantía de calidad).

De esta manera se da prioridad a la implementación del programa de garantía de calidad y a la efectividad, más que al desarrollo del programa en sí y a la documentación.

Ello concuerda con los desarrollos actuales en técnicas de gestión de calidad, dando énfasis a lo que se denomina "correcto la primera vez" más que a encontrar y a corregir errores, lo cual se alínea con la próxima generación de documentos ISO-9000.

Si bien faltan la intervención que el NUSSAG (NUSS Advisory Group) considere corresponder y la aprobación formal del Código y sus correspondientes Guías de Seguridad

[1] En Argentina se dio activa participación a los principales destinatarios del Código y sus Guías de Seguridad: Comisión Nacional de Energía Atómica (Gerencias Centrales Nucleares, Ciclo de Combustible, Radioisótopos y Radiaciones, Investigación y Desarrollo), ENACE S.A. e INVAP S.E. y posteriormente, Nucleoeléctrica Argentina S.A. A estas organizaciones se les fue solicitando comentarios de los documentos a medida que su elaboración avanzaba.

revisadas por parte del OIEA, diversas organizaciones de algunos Estados Miembros del citado Organismo Internacional ya han adaptado sus programas de garantía de calidad al Código, entre los que cabe mencionar el Departamento de Energía, Martin Marietta Energy Systems y Westinghouse Nuclear Division en los Estados Unidos de América, y Nuclear Electric plc y Scottish Nuclear ltd. en el Reino Unido. A su vez, Nuclear Electric está asesorando en el tema a organizaciones de Rusia (Tacis), de la República Checa (Phare) y de Bulgaria (Kosloduy). Por otra parte, las Autoridades Regulatorias de la República Checa y de Hungría ya están revisando sus regulaciones para ir adaptándolas al Código.

Se presentan asimismo las Guías de Seguridad revisadas, destacándose en particular aquellas no existentes anteriormente. Adicionalmente, se interrelacionan los conceptos de garantía de calidad, cultura de la seguridad y cultura de la calidad.

Contenido del Código

El contenido del Código puede parecer, en principio, diferente al de las versiones anteriores e, incluso, al de los otros cuatro Códigos NUSS (Organizaciones Nacionales, Emplazamiento, Diseño, Explotación), ya que su texto ha sido significativamente reducido y sólo contiene los requerimientos básicos a ser adoptados cuando se establecen e implementan programas de garantía de calidad relacionados con la seguridad de centrales nucleares. Incluso las recomendaciones u orientaciones sobre la implementación de dichos requerimientos se han transferido a las Guías de Seguridad aplicables.

El propósito fue que el Código estuviera escrito con un lenguaje más accesible y "amigable" para el usuario y que únicamente contenga requerimientos, presentando de manera explícita los conceptos modernos de garantía de calidad.

El objetivo es incrementar la seguridad nuclear a través de un mejoramiento de los métodos utilizados para lograr calidad.

Los tres aspectos esenciales para asegurar calidad, y de esta manera alcanzar y mantener un nivel apropiado de seguridad, son Gerenciamiento (en inglés, management), Performance y Evaluación (en inglés, assessment).

El Código establece diez requerimientos básicos, englobados por los tres aspectos mencionados. Dichos requerimientos son aplicables al programa de garantía de calidad general de la Entidad Responsable y a todos los demás programas particulares cubiertos por el programa general en cada etapa (diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio), abarcando a todos las personas y organizaciones involucradas (tales como diseñadores, proveedores, constructores, fabricantes y operadores).

Para cada uno de los tres aspectos, los requerimientos están agrupados de la siguiente manera:

Gerenciamiento:	programa de garantía de calidad; entrenamiento y calificación; no-conformidades y acciones correctivas; y, control de documentos y registros.
Performance:	trabajo[2] diseño; compras; e, inspección y ensayo para aceptación.

[2] En este contexto, *trabajo* es un proceso que puede ser planeado, realizado, evaluado y mejorado. Un trabajo puede así incluir investigación y desarrollo, diseño, compra, fabricación, manipuleo, transporte, almacenamiento, erección, instalación, ensayo, inspección, mantenimiento, reparación, operación, apoyo técnico, recarga de combustible, desarme, etc.

Evaluación: auto-evaluación gerencial; y,
evaluación independiente.

Los requerimientos básicos del Código pueden ser aplicados, con la debida adaptación, a otras instalaciones nucleares tales como las de almacenamiento de combustible irradiado, tratamiento y almacenamiento de residuos radiactivos, fabricación de combustible, reactores de investigación, producción de radioisótopos, investigación y desarrollo, etc.

El alcance de la garantía de calidad "tradicional" se ha por lo tanto ampliado, con lo que se la refuerza como una herramienta gerencial en la dirección global de un proyecto nuclear, pero más orientada al usuario y mirando a la calidad en su conjunto.

La garantía de calidad basada en performance parte del hecho de que el rol gerencial es establecer y aplicar principios que integren requisitos de calidad en el trabajo diario.

Se resalta así la responsabilidad de cada persona en el logro de objetivos establecidos.

El programa de garantía de calidad sólo será efectivo cuando todos los individuos involucrados en el proyecto (o sea, los que constituyen los niveles gerenciales, los que realizan el trabajo y los que evalúan el trabajo realizado) contribuyan a la calidad de manera coordinada. Estos conceptos pueden resumirse en tres niveles de responsabilidad:

La Gerencia, responsable de todos los aspectos de la calidad, incluyendo planificación, organización, dirección, control y apoyo;

Los Grupos de Línea, responsables de lograr la calidad; y,

El Grupo de Evaluación, responsable de analizar la efectividad de la Gerencia y de los Grupos de Línea en el cumplimiento de sus responsabilidades, y de identificar y hacer corregir aspectos que puedan afectar al apropiado funcionamiento de la organización.

El énfasis en performance ayuda a corregir interpretaciones incorrectas de garantía de calidad (por ejemplo, que un programa de garantía de calidad reposa primariamente en aspectos tales como un abultado conjunto de procedimientos, en métodos detallados para calibración y control de instrumentos, en un exhaustivo plan de inspecciones y auditorías, etc.). Si bien estos atributos son importantes, lo que realmente da fe de la efectividad y racionalidad de un programa de garantía de calidad son los resultados finales.

La garantía de calidad basada en performance no sólo asigna responsabilidades a los niveles gerenciales sino también a cada una de las personas relacionadas, directa o indirectamente, con el proyecto nuclear. De esta manera, ninguna de ellas queda exenta de responsabilidad en lo que hace a la calidad final. El rol de los gerentes es esencial pero también hay que tener en cuenta, y enfatizar, las responsabilidades individuales, que son ineludibles.

Puede así decirse que todos aquellos implicados en el proyecto son corresponsables de la calidad final. Este reconocimiento explícito de la contribución y responsabilidad de cada persona sirve para corregir además otro malentendido frecuente: que la calidad es una tarea que solamente incumbe a los grupos de garantía de calidad.

Desde el punto de vista regulatorio y en el contexto del enfoque de performance, las Entidades Responsables tendrán que demostrar, a satisfacción de las Autoridades Regulatorias, el efectivo cumplimiento de los requerimientos aplicables de garantía de calidad contenidos en el Código. Esto no es una novedad sino que es un mecanismo usual en el enfoque de performance.

Es por ello que en el Código se han evitado, justamente, referencias explícitas al accionar regulatorio, a fin de focalizar claramente la plena responsabilidad de todas las personas involucradas con el trabajo en un proyecto nuclear, según los tres niveles mencionados.

Guías de Seguridad de garantía de calidad

El conjunto de borradores finales de las Guías de Seguridad de garantía de calidad revisadas que suplementan al Código son:

50-SG-QA1 “Establecimiento e implementación de un programa de garantía de calidad” (1993-10-08)

50-SG-QA2 “Control de documentos y registros” (1994-10-07)

50-SG-QA3 “Compra de ítems y contratación de servicios” (1994-10-07)

50-SG-QA4 “Garantía de calidad durante la construcción” (1995-06-02)

50-SG-QA5 “Garantía de calidad durante la operación” (1993-10-07)

50-SG-QA6 “Garantía de calidad durante el diseño” (1995-06-02)

50-SG-QA8 “Garantía de calidad en la fabricación de ítems” (1995-06-01)

50-SG-QA9 “Garantía de calidad durante el emplazamiento” (1995-06-02)

50-SG-QA10 “Evaluación” (1994-10-07)

50-SG-QA12 “Control de no conformidades y acciones correctivas” (1994-10-07)

50-SG-QA13 “Inspecciones y ensayos para aceptación” (1994-10-07)

50-SG-QA14 “Garantía de calidad durante la puesta en marcha” (1995-06-02)

50-SG-QA15 “Garantía de calidad durante el retiro de servicio” (1995-06-02)

50-SG-QA16 “Garantía de calidad para investigación y desarrollo” (1994-10-07)

En este listado, las Guías nuevas son las 50-SG-QA9, QA12, QA13, QA14, QA15 y QA16.

Las Guías aún vigentes son las siguientes:

50-SG-QA1 “Elaboración del programa de garantía de calidad para centrales nucleares” (1984)

50-SG-QA2 “Sistema de documentación de garantía de calidad para centrales nucleares” (1979)

50-SG-QA3 “Garantía de calidad en la adquisición de equipo y servicios para centrales nucleares” (1979)

50-SG-QA4 “Garantía de calidad durante las obras de construcción en el emplazamiento de centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA5 “Garantía de calidad durante la puesta en servicio y la explotación de centrales nucleares” (Rev. 1, 1986)

50-SG-QA6 “Garantía de calidad en el diseño de centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA7 “Organización de la garantía de calidad para centrales nucleares” (1983)

50-SG-QA8 “Garantía de calidad en la fabricación de equipo para centrales nucleares” (1981)

50-SG-QA10 “Auditorías de garantía de calidad para centrales nucleares” (1980)

50-SG-QA11 “Garantía de calidad en la adquisición, diseño y fabricación de conjuntos combustibles nucleares” (1983)

Cabe mencionar que la Guía 50-SG-QA5 vigente se desdobló en las QA5 y QA14 revisadas. A su vez, la 50-SG-QA7 y la 50-SG-QA11 se eliminaron, ya que sus contenidos fueron temáticamente distribuidos en varias de las Guías revisadas.

Como puede apreciarse, tanto el espectro de temas cubierto ahora por las Guías de Seguridad como el número de las mismas se han ampliado, lo que contribuirá a facilitar la aplicación del Código.

Interrelación entre garantía de calidad, cultura de la seguridad y cultura de la calidad

En los conceptos de garantía de calidad recomendados por el OIEA, cada persona debe asumir el compromiso de hacer su trabajo “correcto la primera vez”, ya que media el cumplimiento de requerimientos de seguridad. Esto implica una actitud, tanto individual como colectiva, que dé prioridad al logro de la excelencia.

Esta actitud puede considerarse como una *cultura*. El uso de este término puede dar lugar a diversas interpretaciones, pero la intención no es discutir su semántica sino considerar conceptos, tal como el utilizado por el International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) del OIEA para la cultura de la seguridad:

“*La Cultura de la Seguridad es un conjunto de características y actitudes en organizaciones y en individuos que establece, como una prioridad primaria, que los temas de seguridad de una central nuclear reciban la atención requerida por su importancia*.”.

A su vez, el OIEA describe la cultura de la calidad como:

“...*una mentalidad que prevalece en la central nuclear por la cual el nivel gerencial establece el logro de la excelencia como su prioridad primaria*.”.

Ambas definiciones están imbricadas y la intención es propiciar el debate de estos conceptos para contribuir así a su comprensión, difusión y aplicación.

La cultura de la seguridad puede concebirse como una parte de las medidas generales de la garantía de calidad enfocadas hacia cuestiones de seguridad y actitudes de organizaciones y de individuos implicados en un proyecto nuclear. Además, la evaluación de garantía de calidad requiere también la evaluación de la cultura de la seguridad. Los conceptos y métodos de garantía de calidad -organizados bajo la forma de un programa- pueden ser una herramienta apropiada para implementar la cultura de la seguridad en las Entidades Responsables y organizaciones vinculadas (por ejemplo, contratistas).

Otro punto de vista es considerar que el concepto de cultura de la calidad deriva de uno más amplio, el de garantía de calidad basada en performance.

En opinión del autor, lo esencial reside en la seguridad, por lo que la respuesta puede pasar por la conjunción de estos conceptos: es decir, la *calidad en la seguridad*.

Post-scriptum

Un tema que está evolucionando en diversos países (en particular, Canadá, Estados Unidos, Francia, Inglaterra y Japón) es la confiabilidad del “software” utilizado en funciones de seguridad en centrales nucleares.

Si bien aún hay que determinar necesidades y alcance, un documento apropiado sobre *garantía de calidad para el software relacionado con la seguridad* parece necesario, por lo que oportunamente se debería considerar su elaboración. En efecto, existe una apreciable cantidad de normas nacionales y publicaciones sobre este tema, pero ninguna de ellas satisface plenamente a los requerimientos o necesidades de reguladores, diseñadores y niveles gerenciales relacionados con proyectos nucleares.

En el OIEA (en particular, en el Grupo Asesor para la Revisión Amplia del Código y las Guías de Seguridad de Garantía de Calidad) hubo discusiones sobre el tema pero, justamente, como es todavía una cuestión pendiente de definición, se pospuso considerar la preparación de una Guía de Seguridad específica.

En Argentina, el Ente Nacional Regulador Nuclear también está considerando este tema en el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares de nuevo diseño (en particular, reactores de investigación).

Buenos Aires, 22 de agosto 1995.

REFERENCIAS

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Facilities, Safety Series No. 50-C-QA (Rev. 2) Working Draft, IAEA, Vienna (1995-06-02).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Quality Assurance, Safety Series No. 50-C-QA (Rev. 1), IAEA, Vienna (1988).

KRÜEGER, F. W.; Comments of NUSSAG on the status and development of NUSS-documents on Quality Assurance (draft 2), Personal Communication to NUSSAG, Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin (1994-07-06).

PIERONI, N.; New NUSS Code and Safety Guides on Quality Assurance, 23rd Annual Eastern Regional Energy and Environmental Quality Division Conference, Current Trends in Quality Management: Integrating TQM and QA, Virginia, USA (February 27 - March 1, 1995).

SAJAROFF, P. M.; Personal Communication to NUSSAG, Buenos Aires (1995-04-05).

ADVISORY GROUP ON THE COMPREHENSIVE REVISION OF THE NUSS QUALITY ASSURANCE CODE AND SAFETY GUIDES, Chairman´s Final Report, IAEA, Vienna (1995-06-02).

DEPARTMENT OF ENERGY, Implementation Guide for use with 10 CFR Part 830.120: QUALITY ASSURANCE, G-830.120-REV. 0 (April 15, 1994), DoE, Washington (1994).

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Safety Culture, Safety Series No. 75-INSAG-4, Vienna (1991).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management for Excellence in Nuclear Power Plant Performance, Technical Reports Series No. 369, IAEA, Vienna (1994).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Manual on Quality Assurance for Computer Software Related to the Safety of Nuclear Power Plants, Technical Reports Series No. 282, IAEA, Vienna (1988).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Software Important to Safety in Nuclear Power Plants, Technical Reports Series No. 367, IAEA, Vienna (1994).

SAJAROFF, P. M.; El Sistema Regulatorio Argentino, Curso de Post-grado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear; Ente Nacional Regulador Nuclear-Universidad de Buenos Aires (Facultad de Ingeniería)-Ministerio de Salud y Acción Social (Dirección Nacional de Regulación y Control)-Organismo Internacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1995).

Restart Authorisation for the Atucha-I Nuclear Power Plant After In-Core Damage in August 1988

Sajaroff, P.M.

Presentado en: NUSSAG Workshop on Regulatory Decision Making in Difficult Situations,
Vienna, Austria, 12-13 December 1995

RESTART AUTHORISATION FOR THE ATUCHA-I NUCLEAR POWER PLANT AFTER IN-CORE DAMAGE IN AUGUST 1988

NUSSAG[1] Workshop on Regulatory Decision Making in Difficult Situations
Vienna, 12-13 December 1995

Sajaroff, P.M.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Brief description of the event

Atucha-I is a pressure-vessel PHWR 335 MWe nuclear power plant, fuelled with natural uranium, cooled and moderated with heavy water and installed with an on-line refuelling system. Its commercial operation started in 1974. The core includes 253 fuel elements, each one of them located within a vertical coolant channel.

On August 11, 1988, the NPP was operating at full power when a slow decrease in thermal power -due to the insertion of negative reactivity and non compensated by the gradual withdrawal of the regulating control rods- was observed[2]. The resulting reduction in steam pressure shut the turbine off and, automatically, disconnected the unit from the grid.

The partial insertion of control rods produced a further reduction in thermal power and, when the regulating rods reached the limit extraction position, the operator decided to produce a manual reactor scram, following operational procedures. The NPP was maintained in its hot shutdown condition (220°C, 115 bar) for investigation purposes. Initially, it was assumed that such abnormality had been caused by light water injection or by the non-displayed insertion of a control rod.

Chemical analyses demonstrated the absence of neutron poison and the tests performed on the control rods provided normal results. Therefore, on August 13, the NPP was started up again, but -as a precaution- the power to be gradually reached was limited to 70%.

However, after attaining criticality, a decrease in the moderator's cooling pressure and an increase in its temperature were observed. A thermohydraulic testing programme was initiated. On August 14, an increase in the total activity of the primary circuit was detected, indicating the presence of -at least- one broken fuel element. Simultaneously, oscillations were observed when the neutron flux corresponding to a given coolant channel was measured.

Considering that the insertion of the fuel element in that channel on August 7 had caused perturbations, this element was taken out and a reduction of the oscillations was verified. Further on, remote visual inspection confirmed that the channel was broken and measurements in the refuelling system showed that the corresponding fuel element was also broken.

The NPP was maintained in its cold shutdown condition (50°C, 0 bar) in order to start an inspection programme aimed at assessing the extent of the damage.

After a five-month inspection work, the damage in the reactor, the moderator tank and their internals was completely identified. The repair work was performed by specialised teams coordinated by the Responsible Organisation and, along with the associated inspections, kept the plant off the grid for 16 months.

The actual cause of the event was the sticking and further deformation of an in-core level detector, located in the vicinity of the above mentioned coolant channel. Such deformation caused

[1] Nuclear Safety Standards Advisory Group, International Atomic Energy Agency.
[2] "Clearing debris from the core at Argentina's Atucha 1 PHWR", Nuclear Engineering International, Vol. 35, No. 432, 31-33, London (July 1990).

an interaction between the detector tube and the channel, and this, in turn, led to the breakage of both components and of the corresponding fuel element. Additionally, the broken parts of these components damaged both the moderator's distribution toroid and the thermal isolation plate of the moderator tank.

Nuclear safety was not affected due to the intrinsic characteristics of the design.

Regulatory decision-making process

The alternatives for the Regulatory Authority were:

> A rigid (and easy) decision, authorising the restart of operation after a complete cleaning of the core from the remaining debris (small metallic pieces from the moderator tank's insulation plate and fuel channel foils in the form of thin Zr-4 layers used for thermal insulation); or,
>
> A pragmatic (although difficult) decision involving the performance of an appropriate risk-benefit assessment, in which primary consideration was given to safety.

In 1988, non-nuclear power generation in Argentina was severely reduced and even causing partial blackouts in some areas. Several thermal plants were simultaneously shutdown for maintenance purposes and hydroelectric plants were being affected by the scarcity of rainfalls and snowfalls.

In spite of this scenario, the pragmatic option was selected after the repair programme proposed by the Responsible Organisation was known and accepted.

The process was not simple: it demanded an intensive regulatory effort for approximately two years, including quasi-permanent inspections, the evaluation of more than 200 reports, a more active and frequent interaction with the Responsible Organisation's technical teams and with advisory bodies, etc.

Several regulatory factors were taken into account in this risk-benefit assessment:

> the final condition of the repaired NPP;
>
> the radiological matters involved in the repair work scheduled by the Responsible Organisation, including primary system decontamination and its inspection (i.e., occupational doses);
>
> the complexity of programmed works;
>
> feasibility;
>
> additional requirements for the release of the new Operating License; etc.

Anticipated decommissioning was not considered by either the Responsible Organisation or the Regulatory Authority.

In this regulatory decision-making process, started during the second half of 1988, specific techniques (such as value-impact assessment) were not being applied.

Economic factors, such as the loss of profit caused by non-generation and repair costs, were not formally considered.

However, matters such as off-grid time and the country's energy needs (social benefits associated with NPP availability), the remaining NPP's lifetime (about 10 years), the cost of the various repair options, lifetime extension by backfitting, etc. were thoroughly discussed. The potential

harm to be caused to hospitalised patients by blackouts produced because of the outage of Atucha-I was one of the non-regulatory matters of particular concern.

From a pure regulatory viewpoint -as established for the commissioning of nuclear reactors in Argentina-, the Responsible Organisation was requested to appoint an *Ad-hoc* Committee[3] to take care of evaluating the tests and inspections performed at the subcritical and critical levels and at different power steps, until full power were reached.

Prior to criticality and to each step, specific authorisations were granted by the Regulatory Authority, after its evaluation of the tests and inspections performed and following the *Ad-hoc* Committee's recommendations. This "commissioning stage" demanded almost one year (January-November 1990).

Upon the acceptance of the results by the Regulatory Authority, normal operation was authorised again and a new Operating License was granted in December 1990. The new license requires the performance of additional periodic tests and of specific routine inspections, as well as early-alarm systems and other improvements to the installation, all of them aimed at preventing the recurrence of this type of events.

Since then, the performance of Atucha-I has been satisfactory as far as safety is concerned. Additionally, its availability and load factors have attained a good ranking.

In March 1990, a mission from the IAEA confirmed the effectiveness of the repair work performed by the Responsible Organisation and the adequacy of the plant's condition for restarting operation.

Note: the inspection and work programme proposed and carried out by the Responsible Organisation demanded the development of new techniques and tools, and it was the least expensive option.

Morals for a regulatory behaviour

- Regulatory decisions must be based primarily on safety. Additionally, experience has shown that, when difficult situations arise and call for a regulatory decision-making process, other factors may also have an influence upon the resulting decisions.

- Responsible organisations should propose solutions to safety problems, trying to convince regulatory authorities that the associated risks are acceptable. On the other hand, the regulators' role is stating whether they are satisfied with such proposals (acting as a "nagging wife"[4]) and issuing the applicable requirements, as arisen from the technical competence of its own professional capacity.

- Regulators must have the authority to enforce requirements, although this does not imply being authoritarian. Decisions should not be arbitrary (i.e., requirements' implementation at any cost). A reasonable flexibility, consistent with the regulatory function, is needed. In some occasions, cost is a factor to be considered either formally or informally.

- On the basis of the limitations in the resources available to the Responsible Organisation, regulatory requirements should be tailored logically in order to obtain the best possible safety performance.

[3] Regulatory Standard AR 3.8.2 "Nuclear Commissioning".
[4] Marshall, W.: "Problems of introducing new technology", Nuclear Energy, Vol. 21, No. 6, 371-375, London (December 1982).

Improving Safety of NPPs by Learning from Experience: Practices Applied in Argentina

Sajaroff, P.M.

Presentado en: Nuclear Safety Standards Advisory Group (NUSSAG), International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 20-24 March 1995

IMPROVING SAFETY OF NPPs BY LEARNING FROM EXPERIENCE: PRACTICES APPLIED IN ARGENTINA

Sajaroff, P.M.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Introduction

Argentina has two nuclear power plants in operation: Atucha-I (335 MWe) and Embalse (600 MWe), which have been in commercial operation since 1974 and 1984, respectively. Additionally, a third nuclear power plant, Atucha-II, neighbouring Atucha-I, is in an advanced construction stage.

The Atucha-I Nuclear Power Plant is a PHWR of the pressure-vessel type, fueled with natural uranium, cooled and moderated with heavy water. Atucha-II will have similar characteristics, although its power output shall be double. The Embalse Nuclear Power Plant is also a PHWR cooled and moderated with heavy water and fueled with natural uranium, although of the CANDU, pressure-tube type.

Presently, a State company is in charge of these nuclear power plants and it constitutes the Responsible Organization. The company reports to the Secretary of Energy and the Government is planning to privatize its activities in 1995.

Following regulatory requirements, both nuclear power plants in operation have an Internal Safety Committee, which, among other duties, evaluates the events occurred in the installation and advises the Primary Responsible of the plant on the corrective actions that may correspond. In turn, the Responsible Organization does with a Technical Review Committee that analyzes the events occurred in both installations, evaluates the proposals for modifications in design or procedures that may eventually derive from such events and advises the Responsible Organization.

The National Board of Nuclear Regulation (hereinafter, the “Regulatory Authority”) is a fully independent organization of operators and promoters of diverse nuclear energy applications. It reports directly to the country´s Presidency and does with the necessary resources and with qualified personnel for the performance of its tasks.

The regulatory philosophy is mainly structured on a performance basis. In this context, regulatory standards and requirements are related to the achievement of safety objectives.

Reporting of events and dissemination of other safety-significant information

The reporting of relevant events to the Regulatory Authority is a requirement established in the Licenses of Operation and detailed in a specific Regulatory Standard (“Communication of Relevant Events”).

As understood by the Regulatory Authority, “relevant event” is any abnormal event occurred during operation and considered to be significant from the nuclear safety point of view. Relevant event means any event implying:

any significant decrease in the safety level of systems relating to: reactivity control, pressure control, primary circuit flow or temperature control, moderator system parameters and secondary system parameters;

any verified unavailability of the protection system, of the safety-related instrumentation or of the emergency electrical system;

any significant impairment in at least one of the defence-in-depth barriers; and,

any occupational exposure or any release of radioactive effluents to the environment, in excess of the respective authorized limits.

The term relevant event also includes: a) internal or external events, either natural or man-induced, likely to affect, directly or indirectly, the safety of the installation; and, b) any other event deemed to be significant by the Internal Safety Committee of the installation.

The Responsible Organization communicates any relevant event as soon as possible after occurrence and, then, submits an analytical report thereof in accordance with the terms and procedures indicated in the License of Operation.

Such report includes a description of the state of the installation prior to the event; a description of the event itself and sequence of incidents; an analysis of failures or failure sequence in components or systems; the actions taken by operators in connection with the event; and, the consequences of the event. In addition, the report indicates similar or related events that have occurred at the installation, providing an assessment of their implications to safety and detailing the corrective actions taken.

With regard to the feedback of operational experience, the Responsible Organization evaluates relevant events, identifies the required corrective actions aimed at preventing recurrence of similar events and diffuses that information among the personnel in both stations.

The above activities are performed by the engineering group in the plant where the event takes place, the Internal Safety Committee and the Technical Review Committee.

On the other hand, when the Responsible Organization reports on the occurrence of a relevant event, the Regulatory Authority performs an independent evaluation, whose results may also bring along patterns or criteria for the application of corrective actions. Thus, an internal report is issued that, usually, serves as a basis for the generation of requirements to be fulfilled by the Responsible Organization within a given term.

This event-communication criterion underway allows for an adequate identification of and attention to both potentially serious deficiencies and the consequences of any events whose occurrence may imply near misses to any of the safety functions. Besides, the applied criterion allows for consideration of all the generated data, since the data sent to the Regulatory Authority is based on the above mentioned regulatory standard.

Generally, the relevance of the root cause and the diversity of sequences deriving from each event have an incidence upon the extension of the report on the relevant event to be produced by the Responsible Organization. However, the contents of each report must comply with the requirements included in the regulatory standard, so that it may not be said that the Responsible Organization encourages or promotes any attempt to modify the extent of such reports.

The Regulatory Authority has its own criterion on risk acceptance and, consequently, the licensing process includes, as a requirement, the preparation of a Probabilistic Safety Analysis (PSA) of the installation. The PSAs of Atucha-I and Embalse are presently being prepared, considering that, when their Licenses for Operation were issued, such an Analysis was not a requirement. In the case of Atucha-II, a preliminary risk analysis was one of the requirements included in the License of Construction. [According to a regulatory standard (“Accident-related Radiological Criteria”), one condition for design acceptance is an accident analysis taking into account annual probabilities of hypothetical accident sequences and the derived radiological consequences in the critical group (maximum individual risk).].

The basic objectives of PSA are the evaluation of the plant’s safety level, the analysis of human factors and the identification of the areas requiring improvements. Also, there are other objectives of interest, both for the Responsible Organization and for the Regulatory Authority. Operational assistance is a fundamental issue for the Responsible Organization, while the Regulatory Authority is specially interested in the precursor analysis and in the implementation of a risk-based inspections program.

Every analytical report on a relevant event includes the corresponding safety analysis based on deterministic matters (thermohydraulics, neutronics, etc.). When necessary, an evaluation of the reliability of the safety-related systems involved in the event is also enclosed.

On the other hand, the Regulatory Authority performs its own independent analysis of precursors based on the event sequences, so as to evaluate impact upon safety -as from a probabilistic approach- of the event and perform the corresponding regulatory actions, when necessary.

The fact that both nuclear power plants are under the same Responsible Organization allows for a fluent communication among both Primary Responsible and their respective technical groups. Additionally, this leads to their having joint technical support groups rendering complementary services to both plants in areas such as engineering, nuclear safety, preparedness for emergency situations, training, etc.

Within this framework, there is an active exchange of operational experience, which is only limited to the differences in design of both installations. In fact, although both stations are of the PHWR type, Atucha-I is a Siemens-KWU design, while Embalse was designed by AECL-Italimpianti. Besides, Atucha-II will be very similar to Atucha-I.

During scheduled shutdowns at the plants, some of the inspection or maintenance tasks are performed by a single service group, which contributes to the exchange of experience. An example of this is the performance of in-service inspections at the steam generators of both stations, in charge of specialists from the aforementioned group.

Every time a relevant event occurs in a nuclear power plant, the Primary Responsible issues the corresponding report, which is distributed to the other nuclear power plant, to the Responsible Organization's technical groups (such as engineering) and to international agencies embodying nuclear operators (WANO, CANDU Operators Group "COG" and, through the latter, INPO). In turn, through those organizations, the plants receive an important flow of information on the occurrence of events at installations abroad.

Besides, participation in and interaction with the IAEA's IRS and INES programs are being intensified.

The information received at the plants is distributed among the various sectors of the Responsible Organization. Obviously, the benefits obtained thereof depend on the similarity between the installation where the event occurred and Atucha or Embalse. In some cases, it stimulates the evaluation of similar potential situations that might occur in one or both plants.

It must be noted that the personnel assigned to licensable positions for operation in both plants must comply with a periodical re-training program. The program includes, among other subjects, the analysis of the lessons learned from relevant events occurred in the plant itself and in other installations that may be applicable.

Management of event information

Every event in a nuclear power plant (i.e., failures or failure sequences, actions taken by operators and the associated consequences of such actions) is detailed and evaluated in the analytical report issued by the Responsible Organization. The trends identified as potentially significant are evaluated by means of statistical analysis, which allows to verify other matters (such as failure repeatability or incipient indication of ageing), which could involve other similar components or systems of the same plant or of the other one, adequacy of corrective actions, etc.

The trends considered as significant are identified and followed up. Presently, projects are being made for the use of advanced statistics techniques.

The information related to events occurred in the Argentine nuclear power plants is not bulky, since there are only two plants in operation. Additionally, the fact that both plants are of the PHWR type reduces the variety and the volume of the information received from foreign plants to be considered. However, such information is useful, both for the Responsible Organization and for the Regulatory Authority,

on topics such as vibrations, corrosion, material behaviour in radiation fields, human factors, safety culture, etc. In fact, these topics allow for obtaining matters applicable to the prevention of potential failure modes that had not been observed in the Argentine plants, even if occurred in conceptually different installations.

Incident investigation

The analysis of events occurred in nuclear power plants has demonstrated the importance of human behaviour in safety. Therefore, the events in which human factors have played a leading role are selected for a more thorough analysis. The latter is performed in a systematic way and in the case of events occurred at Atucha-I or Embalse, consideration is additionally given to aspects such as interviews with the personnel involved in the event, a review of the variable readings (instrumentation and computers) and of the records found in the log book, etc.

With this systematic analysis and on the basis of safety evaluations and of how the event developed chronologically, it is possible to assess the performance of the personnel in operation involved. Thus, decisions can be made on corrective actions aimed at improving the man-machine interface and at minimizing the recurrence of similar human errors.

The Regulatory Authority has the scientific and technical capacity for the performance of independent safety analyses and evaluations, as well as research and development concerning regulatory subjects of interest. This technical competence is based on personnel qualification in specific subjects of regulatory matters. It has over 200 professionals and technicians, as well as the necessary infrastructure. The Regulatory Authority is also closely connected with other scientific, technical, and research and development groups and has made agreements with other local and foreign organizations. Concerning subjects that are not covered by its own specialists, consulting and advisory services are contracted (i.e., structural dynamics, fire protection, etc.).

Several professionals in the Regulatory Authority have participated of OSART missions, which has favoured the exchange of operational experience.

On the other hand, the Responsible Organization has its own training and periodical re-training programs for personnel in operation. Upon enrollment, new personnel is submitted to an initial one-year theoretical and practical training course, including a period of on-the-job training, under supervision, in operations. Further on, these people are enrolled in the corresponding sectors (maintenance, safety, etc.) but, for a three-month period, they remain linked to the training department.

Re-training courses, both general and specific, are scheduled yearly. Courses for supervisors are also provided, including topics such as safety culture. Additionally, once every two years, an operation shift group from Atucha-I travels to be trained or re-trained at the simulator of the Angra dos Reis nuclear power plant in Brazil, while one from Embalse does the same at the Gentilly (Canada) simulator once a year.

Within 18 months, Atucha-I will have its own simulator, representing the specific characteristics of that installation.

Implementation of lessons learned

Every incident occurred in the Argentine nuclear power plants is firstly analyzed by the Engineering sector of the corresponding plant. Whenever the incident involves safety implications, the Internal Safety Committee performs an evaluation and advises the Primary Responsible on its consequences and the corresponding corrective actions. When the latter have a significant influence upon nuclear safety or radiation protection, or imply a deviation from the operational limits and conditions established in the License of Operation, the resulting eventual modifications to the installation or to documentation are analyzed by the Technical Review Committee before authorization for their implementation is demanded by the Responsible Organization to the Regulatory Authority.

The conditions for continuation or re-start of operation are established in the mandatory documentation (i.e., the Safety Report, Policies and Principles Manual, etc.). Obviously, the Regulatory Authority can establish additional requirements.

Both plants have their own technical support and that from the Responsible Organization. Additionally, for those subjects in which they do not have their own specialists, they have access to external advisors (such as those from the National Atomic Energy Commission) and, of course, including the respective designers.

The application of the lessons learned from their own experience and from that received from external sources is performed both by own initiative and without any regulatory pressure, while providing for actions aimed at safety improvement through design or procedure modifications. Naturally, in some cases, the Regulatory Authority does also take action by means of general or specific requirements.

Transit to a Comprehensive Safeguards Regime

Beninson, D.J.; D´Amato, E. and Fernández Moreno, S.

Presentado en la 5th International Conference on Facility Operations Safeguards Interface,
Jackson Hole, Wyoming, EE. UU., 24 al 29 de setiembre, 1995

TRANSIT TO A COMPREHENSIVE SAFEGUARDS REGIME

Dan Beninson, Eduardo D´Amato and Sonia Fernández Moreno
National Board of Nuclear Regulation

Av. del Libertador 8250
Capital Federal (1429), Argentina
(54 1)7041228

ABSTRACT

The objective of this paper is to explain the characteristics of Argentina's transit towards the comprehensive safeguards regime, highlighting both the milestones in this process and its singularities in the international context in which it took place.

I. INTRODUCTION

An excellent level of technical cooperation has been maintained between Argentina and Brazil almost since the very beginning of nuclear development in both countries. Such cooperation lay the foundations for reaching compatible criteria regarding the State Systems of Accounting and Control (SSAC). The same happened later on for the "Common System of Accounting and Control of Nuclear Material" (SCCC) and the "Argentina-Brazil Accounting and Control Agency" (ABACC), the latter being responsible for the application of the SCCC.

II. ESTABLISHMENT OF THE SCCC AND THE ABACC

In the decade of the 80's, on the basis of the progress achieved in nuclear cooperation between Argentina and Brazil, bilateral talks began in the frame of the "Agreement of Cooperation on the Peaceful Uses of Nuclear Energy" so as to extend such cooperation to the application of mutual safeguards controls. Since then, this initiative has been significantly successful, as these countries -the most advanced of the region in the nuclear area- continued their process towards economic and political integration.

This process has been marked by the conviction of both parties of the mutual benefit in reaching complete transparency and trust concerning the most sensitive areas of their nuclear development. The progressive establishment of reciprocal controls, and particularly the actual application of the SCCC gave confidence to the countries of the Latin-American region on the non-proliferation commitments between Argentina and Brazil. Thus some concerns about competitiveness or rivalry between them were neutralized.

Along 1987 and 1988, the presidents of these countries along with a party of technicians visited the sensitive nuclear facilities of each of them, and signed several cooperation protocols concerning the nuclear area. One of these protocols involved cooperation in radiological and nuclear safety; another one was directly linked to nuclear technology (fuel cycle).

This was how in 1989, by means of the "Joint Declaration on Nuclear Policy", the decision of creating a joint inspection arrangement was strengthened. Another decision was also fundamental: coordinating the external policies of both nations in the nuclear area.

Since then, the conversations were intensified in order to reach a bilateral treaty that would foster the peaceful development of nuclear energy in both countries and would also provide the international community with guarantees on the exclusively peaceful nature of their nuclear programs.

As milestones of Brazilian and Argentine commitments, the following joint presidential declarations could be mentioned: "Foz de Iguazú Declaration"(1985), "Viedma Declaration"(1987) and "Iperó Declaration"(1988). The scope of these commitments was later reinforced by the joint declaration of the presidents of both countries on July 6 1990, which was later complemented by the decisions further adopted in the "Argentina and Brazil Declaration on Common Nuclear Policy", on November 28 1990.

This fluent cooperation allowed for a total openness and access to the facilities and nuclear material by both countries.

The Agreement between the Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy ("Bilateral Agreement")2, was signed in Guadalajara, Mexico, on July 18 1991, and it has been in force since December 1991.

By means of the Bilateral Agreement, both parties are committed to use exclusively peacefully the whole of their

nuclear material for all nuclear activities implemented in their territories or under their jurisdiction or control in any other place. To verify the fulfillment of the basic agreement, Argentina and Brazil commit themselves to submit the whole of their nuclear material to the SCCC, being the ABACC the bilateral agency for its application and administration.

ABACC is composed of the Commission (board of representatives of each country) and a Secretariat responsible for the implementation of the SCCC, located in Rio de Janeiro, Brazil. The Secretariat has a body of inspectors adequate to fulfill satisfactorily the Bilateral Agreement objectives. These inspectors are summoned by ABACC to carry out crossed inspection tasks. This means that an argentine inspector verifies nuclear material in Brazil and viceverse. Besides, ABACC has a permanent professional staff to reach its targets. It also counts on the support and cooperation of both countries, which through groups of consultants and specialized senior technicians assist the Secretariat in various development and safeguards methods and techniques.

One of the most important is the "Experts Ad-Hoc Consultants Committee", made up of senior staff from both countries. Its predecessor, The "Group of Experts in Enrichment", created by the "Permanent Committee on Nuclear Policy", was in charge of focusing the safeguards approach to sensitive plants.

There are also other groups of technicians that aim at the development of non-destructive assay techniques (NDA), the evaluation of the between countries comparison program of ABACC laboratories, the development of mathematical models for monitoring simulation in pipes transporting UF_6 to determine the maximum level of enrichment, the studies of containment and surveillance systems, etc. One of the targets of the group of experts in NDA was to analyze and validate the "hold -up" measurement method in a gaseous diffusion enrichment plant, developed by argentine experts. Such method was later part of an intense and fructuous technical cooperation with the USA.

The Bilateral Agreement has an annex that establishes the main guidelines for the SCCC, while its general procedures (GP), approved by ABACC Commission, establish in detail the set of applicable procedures to all nuclear material in a nuclear activity, with the purpose of detecting with reasonable certainty any deviation of nuclear materials towards the manufacturing of nuclear weapons.

An interesting aspect of the GP involves the recognition of the existence and fundamental role of the national regulatory systems on safeguards. The SSAC of both countries not only continues to exercise an active control but also, as stated in the GP, both regulatory authorities commit themselves to demand certain basic and common requirements in order to supply licenses and authorizations to possible receptors of nuclear material.

The main guidelines of the Bilateral Agreement and the GP were designed so they would be compatible with the safeguards procedure of the International Atomic Energy Agency (IAEA). This would enable the application of the international safeguards and avoid as much as possible the unnecessary duplication of efforts that would penalize the operators in nuclear facilities.

Such matching was not arbitrary. It foresaw a process which had begun quite a long time before the enforcement of the bilateral agreement in relation with the insertion of Argentina in a comprehensive safeguards system. Let us not forget the process concerning the Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America (Tlatelolco Treaty), in which Argentina and Brazil once again took a very active part to accelerate its entry into force in the region.

III. THE ARGENTINE SSAC

From 1956 to 1994 the nuclear regulatory function in Argentina was carried out by the "Atomic Energy Commission". In 1994, the argentine government decided to separate the promotion and use of nuclear energy from the regulation of such activities in two different organizations. Since then, the regulatory authority has been carried out by the National Board of Nuclear Regulation (ENREN).

The objective of ENREN is to establish and apply a regulatory framework for all nuclear activities carried out in Argentina with the following purposes:

i) to reach and maintain an appropriate level of protection of the population against harmful effects of ionizing radiation;

ii) to obtain and maintain a reasonable level of assurance of radiological and nuclear safety;

iii) to ensure that nuclear material and activities are not deviated to any unauthorized purpose and that they are performed in compliance with all international undertakings and commitments assumed by Argentina;

iv) to prevent intentional acts that can cause severe radiological consequences or the unauthorized removal of nuclear material or other materials and equipment of nuclear interest.

Argentina considers of great importance to maintain an effective and efficient SSAC, aimed at assuring with a

reasonable degree of confidence that all nuclear material, material, equipment and installations of nuclear interest are being used in compliance with Licenses and Authorizations issued by the ENREN and with all international commitments. This function is partly independent from the ABACC and the IAEA safeguards. The rational behind this is that the responsibility for honoring the international non-proliferation commitments related to the exclusively peaceful uses of nuclear activities rests on the State. Additionally, the National Authority is entitled to access to all nuclear installations and material. It is also empowered with the legal enforcement to require any measure that may be needed to solve discrepancies.

The regulatory standard AR.10.14.1 defines the SSAC as the set of measures and procedures applicable to all nuclear material and to materials equipment and installations of nuclear interest as they are specified by the ENREN, with the aims of: a) To prevent such materials, equipment and installations from being diverted to any unauthorized use; b) To provide the necessary basis for the application of the SCCC, based on the Bilateral Agreement; and c) To provide adequate basis for the effective application of Safeguards Agreements in force with the IAEA.

In this context no one can receive, possess, store or transfer any nuclear material without the relevant License or Authorization issued by the ENREN. Licenses and Authorizations are issued once the applicant has fulfilled all relevant requirements related to Radiological Protection, Nuclear Safety, Safeguards and Physical Protection.

Among others regulatory issues, ENREN has established an independent verification system based on national safeguards inspections to verify the fulfillment of the Regulatory Standard and Regulatory requirements as well as the compliance with international undertakings.

Argentina also assigns special importance to the continuous training of the ABACC inspectors and facilities operators. Argentina, Brazil and the ABACC, jointly with the IAEA and other organizations have taught several training courses mainly oriented to safeguard application and inspection methods.

IV. ENTRANCE TO THE COMPREHENSIVE SAFEGUARDS SYSTEM

On the basis of the Bilateral Agreement and with the SCCC and ABACC already functioning, Argentina and Brazil intensified the negotiations with the IAEA in order to conclude a full scope safeguards treaty. This treaty is based on the SCCC and the guidelines established in INFCIRC/153. The Safeguards Agreement (Quadripartite Agreement). was signed by Argentina, Brazil, ABACC and the IAEA in December 13 1991. Once the Legislative Power of both republics and the IAEA's Board of Governors and ABACC Commission approved the Agreement, it was in force on March 4 1994.

At the time of the entry into force of the Quadripartite Agreement the SCCC was at an advanced stage of implementation for the most relevant facilities in Argentina and Brazil. It was the moment of negotiation of the Application Manuals, documents similar to the Facility Attachments.

In the beginning the SCCC was particularly devoted to nuclear material that at that time were not subject to the application of the IAEA's Safeguards System described in INFCIRC/66/Rev.2.

A. International Context

The process of negotiation, conclusion and enforcement of the Quadripartite Agreement and its Subsidiary Arrangements-General Part (SAGP) call for some words on the international context at that time. Such comments may be necessary to understand the complexity and intensity of that process.

Although the negotiation for the Quadripartite Agreement had finished, these were the facts that in some way accompanied Argentina's transit towards a full scope safeguards regime: the impact of the confirmation of clandestine nuclear activities in Iraq on the international community; the beginning of the analysis and critical revision of the IAEA's safeguards system and the almost immediate appearance of the first strengthening measures. No doubt, it could be said that this was a critical moment for the international community devoted to the non-proliferation and nuclear disarmament. One of the first criticism was based on a partially incorrect interpretation of the purpose of the safeguards system, since it was not originally created to detect any clandestine nuclear activities, but to verify the nuclear material declared by the Parties. It would be possible to say that as in any crisis, there was high dynamism and questioning of roads to take.

Particularly, the unprecedented questioning of the international safeguards system was and continues to be a matter of deep questioning. Their conclusions were not detached from Argentina's insertion into the full scope safeguards regime.

The scheme of the universal and willing notification of nuclear exports and supply of advanced design information to the IAEA show the dynamism and quick reaction of the international community. Argentine soon adhered to the scheme of willing notification for

exporting nuclear material and equipment. In addition, both countries agreed on including the commitment to supply advanced design information during the early stage of the negotiation of the SAGP of the Quadripartite agreement.

There were some other facts which did not attach the situation so closely as the previous ones, but influenced the process positively. During this period, Latin America neared the pending subjects in Tlatelolco. This treaty, which will soon be in force, was ratified by Argentina on January 18 1994 and by Brazil on May 30 of the same year. Meanwhile, South Africa adhered to the "Treaty on Non-Proliferation of Nuclear Weapons" (NPT), assuming the position of abandonment of the nuclear weapons that it had developed and accepting with masterly cooperation the verification of its nuclear material inventory. At the same time the preparatory meetings for the Review and Extension Conference of the Parties to the NPT were beginning. One of the most important issue was to agree on the indefinite extension of the Treaty. It was also when Argentina announced its decision of adhering to the NPT. This was done in February 1995.

The Nuclear Weapons States were also going towards the complete prohibition of nuclear explosions aimed at testing them. Hopefully, the Comprehensive Test Ban Treaty -CTBT- will be in force the following year.

It would take much too long to describe in detail the whole picture of the situation of that period. However, it is possible to say that the Quadripartite Agreement was born and began its implementation at a moment of overwhelming deep changes in the areas of safeguards and non proliferation of nuclear weapons.

Sound proof of this is the analysis and testing of a group of measures identified by the IAEA for the strengthening of the safeguards system, in which Argentina took active part. This analysis is known as Program 93+2 and its first part is now in the process of application. It opens a new dimension in the cooperation between the IAEA and the States in the international safeguards area, and it is bound to influence the near future of the implementation of the Quadripartite Agreement.

There is no doubt that the establishment of a system which integrates efficiently and effectively some of the existing measures with the new ones having as a result a strengthened and more efficient safeguards system will be a challenge and process that farther from ending in Program 93+2, is definitely in its beginning. Nowadays, prudence and technical excellence, together with the conviction of the goodness and universality of the new system, as well as the confidence of the international community on its technical basis and effectiveness, should constitute the foundations for such safeguards system. Only weakening and destruction can follow a system based on lack of confidence and international consent.

B. Initial phase in the implementation of the Quadripartite Agreement

1. Preparation of the Initial Report on the Inventory of Nuclear Material (IR). The first step in the implementation of the Quadripartite Agreement was the preparation and remittance to the Agency of the Initial Report on the total inventory of nuclear material existing in Argentina, including that aimed at non-nuclear activities (shieldings of cobalt- and gamma-therapy equipment, containers with depleted uranium shieldings, etc.) and that exempt from the application of safeguards in the previous system. This task, supposedly simple, required previous coordination and agreement with the Agency and ABACC on matters related to how detailed the information had to be (itemized listing per accounting area), to the format and procedures for the presentation of the IR and to the preparation of the information both timely and in good shape. Additionally, the preparation of the IR involves an active interaction with the operators in the installations and their training for an adequate presentation of the information. All these issues were relevant in facilitating the Agency's further verification of the IR.

Once the inventories of all the installations were presented, the Argentine Regulatory Authority performed an inspection campaign aimed at an exhaustive survey of the inventories. Then, within the terms established in the Quadripartite Agreement, Argentina filed the IR with the ABACC for its remittance to the Agency.

2. Supply of design information. The second stage in the initial implementation of the Quadripartite Agreement was the preparation of all the Design Information Questionnaires (DIQs) of the installations containing nuclear material. The DIQs had to be re-elaborated for 98% of the nuclear installations before their presentation to the Agency, although there were no modifications concerning the characteristics of the installations, their inventories or processes. The only significant change referred to the installations' accounting system.

Except for the Uranium Enrichment Plant at Pilcaniyeu and for a natural UO_2 Production Plant, all the installations processing nuclear material were already submitted to the Agency's safeguards since their commissioning and in some cases even before that, on the basis of the safeguards system described in INFCIRC/66/Rev. 2. Also in this case, there was strict compliance with the due dates established in the Quadripartite Agreement.

3. Verification of the Initial Report on the nuclear material inventory (IRV) and of the design information (DIV). The verification of the IR and of the design information was the third fundamental stage in the process of implementation of the Quadripartite Agreement. Inspections were carried out by special IAEA's and ABACC's inspection teams at both countries' installations simultaneously, so as to verify the IR and establish the inventory in each country. In the performance of this activity, the Agency applied different and more strict criteria than those established in the "91/95 Safeguards Criteria", even in those cases in which the Agency had been applying safeguards since the nuclear material was received at the installation or even before that. These were nuclear installations and materials that had been routinely submitted to interim inspections and PIVs for several years. The Agency grounded the extent of the verification on its obligation to establish an inventory and not only to verify it.

The IR verification demanded practically more than one year of intensive work, including the required coordination among Argentina, the Agency and the ABACC, plus the field activities. The IR verification was performed for any nuclear material in every installation. Even in those cases in which the Agency kept continuous knowledge on inventories verified routinely (successful containment and surveillance), intensive activities were carried out in addition to those performed during a PIV.

Besides, due to the time elapsed between the presentation of the IR and the verification inspections, the Agency verified practically 100% of the domestic transfers among the Material Balance Areas (MBA).

This activity, as well as the design information verification, was performed within an excellent cooperation and predisposition environment by the Agency, the ABACC and Argentina.

On the other hand, although the Quadripartite Agreement provides for an immediate discontinuation of the previous bilateral safeguards agreements (i.e., Argentina/IAEA) and for a prompt discontinuation of trilateral ones, this process has its own pace and assuming that it will be brief is not a realistic approach. With regard to bilateral safeguard agreements, the IR verification was coordinated so as to perform the closure PIVs of the inventories involved simultaneously with those that had to be made in addition to the IRV verification considering the due dates of the Quadripartite Agreement's calendar year.

As far as the trilateral safeguard agreements are concerned, one with the United States and the Agency and one with Germany and the Agency, the IR verification was carried out in coordination with the corresponding yearly PIVs.

The coexistence of trilateral safeguard agreements, based on INFCIRC/66/Rev. 2 and of the Quadripartite Agreement, based on INFCIRC/153, brings along a duplication of efforts in connection with the recording and reporting systems. In the case of inspections, the Agency is applying the 91/95 Criteria established for the Safeguards System of INFCIRC/66/Rev. 2, which are more strict than those fixed for INFCIRC/153.

This far, all of the procedures of the bilateral safeguards agreements have been discontinued, while both trilateral agreements are still in force and their discontinuation is been coordinated by the Agency through tripartite protocols.

4. Management of safeguards information. The issues related to the management of safeguards information require and advise making previous coordination arrangements so as to ensure man efficient move from the accounting system of INFCIRC/66/Rev. 2 to that established by INFCIRC/153 - Code 10.

As of the enforcement of the Quadripartite Agreement, both Argentina and Brazil had to adapt their accounting and reporting systems in order to comply with the requirements in Code 10, while continuing with their former system concerning the trilateral safeguard agreements. For such purpose, first, the date had to be established for discontinuation of the inventories of nuclear material submitted to the INFCIRC/66/Rev. 2 (except for those submitted to the trilateral safeguard agreements that are still in force) and for the start of the new recording and reporting system arising from the IR.

IV. PRESENT SITUATION AND FORECASTS

The IR and Design Information verification stage for all the installations has been completed by the Agency and the ABACC.

The process of negotiation and conclusion of the Facility Attachments was started last June. This process will continue actively and we expect that it will be finished within the shortest possible term.

"Ad-Hoc Procedures" have been agreed for inspections of the Uranium Enrichment Plant at Pilcaniyeu and they are been carried out on a regular basis.

Within the framework of the ad-hoc regime, the interim and PIVs inspections are being performed and coordinated by the Agency and the ABACC since the Quadripartite Agreement was enforced.

The Protocol of the Quadripartite Agreement provides for the formation of a Liaison Committee and of a Technical Sub-Committee involving representatives of the four parties and aimed at monitoring the status of safeguards implementation, particularly of the coordination arrangements between the ABACC and the Agency, at analyzing the efforts performed in inspection and in the development of safeguards methods and techniques. Both Committees were integrated during 1994 and 1995 and have held meetings in which the status in the implementation of the Quadripartite Agreement was reviewed an a analized.

Coordination between the ABACC and the Agency is ruled by certain basic criteria: a) the need for ABACC and the Agency each to reach its own independent conclusions; b) the need to coordinate to the extent possible the activities of ABACC and the Agency for the optimum implementation of this Agreement and, in particular, to avoid unnecessary duplication of ABACC's safeguards; c) when performing their activities, ABACC and the Agency shall work jointly, wherever feasible, in accordance with compatible criteria of the two organizations; and d) the need to enable the Agency to fulfill its obligations under this Agreement taking into account the requirement for the Agency to preserve technological secrets.

The ABACC and the Agency are holding periodical bilateral meetings so as to gradually establish the coordination arrangements provided for in the Quadripartite Agreement. The results obtained up to now indicated that progress in the coordination work towards preventing an unnecessary duplication of efforts is more complex and slower than desirable.

The guidelines for cooperation between the ABACC and the Agency are expected to be operational within a medium term and to encompass adequate containment and surveillance procedures and measures for an effective application of safeguards as foreseen in the Quadripartite Agreement, so as to avoid the duplication of efforts. The completion of the Facility Attachments has meant a significant step towards the completion of the ad-hoc inspections stage and towards its routine application.

V. NON-PROLIFERATION REGIME

During the aforementioned period, in addition to its enrollment to a comprehensive safeguards system, Argentina adhered the NPT and had an active participation in the Conference for the Review and Extension of the Treaty. Additionally, Argentina has offered its technical and scientific capacity for the development of safeguards methods and techniques through the "Supporting System to IAEA's Safeguards".

The National Board of Nuclear Regulation (ENREN) has signed a Cooperation Agreement with the US Department of Energy and other organizations to cooperate and develop new safeguards techniques and methods. This cooperation has yielded positive benefits to both parties.

In its role of a nuclear exporter, Argentina has created a Commission for the Control of Sensitive Exports by means of Decree 603/92 and has become a member of the Nuclear Suppliers Group (NSG) and of the Dual Use Regime.

VI. CONCLUSIONS

The process described above, whose landmarks are the establishment of a reciprocal safeguards system between Argentina and Brazil (SCCC) and the creation of an international agency for its administration and control (ABACC), as well as the insertion of this system within the context of international safeguards (Quadri-partite Agreement), allows to presume that this experience may serve as an example for similar initiatives elsewhere in the world. For such purpose, the parties that might be interested in this scheme must get involved in an environment of cooperation and openness and be convinced of the benefits that can be obtained from the application a this type of system. Additionally, the existence of a strong SSAC in the framework of a regional and international safeguards system facilitates and contributes to a more effective and efficient safeguards.

Essentially, a positive move towards a comprehensive safeguards system requires previous coordination and agreement on the contents and extent of the IR, on the activities and criteria to be applied for verifying such inventory and on issues related to the management of safeguards information. It would be desirable that, in the future, the Agency could establish objective criteria for verification activities and, without jeopardizing its capacity for obtaining independent conclusions, avoiding -as far as it is possible- the duplication or intensification of verification activities on nuclear materials already submitted to an effective control prior to their submittal to a comprehensive safeguards system, taking into account the involved cost-benefit ratio.

Another fundamental issue is cooperation among the parties involved in a safeguards scheme as that established in the Quadripartite Agreement: a cooperation that should work in all directions. This is essential to build up international confidence and a more effective and efficient safeguards system and to successfully conclude the transit to comprehensive

safeguards. This is particularly true during the initial phases in the implementation of a new safeguards agreement.

Potential new areas of cooperation between the SSAC and the Agency need to be explored in the near future within the context of the existing ABACC/IAEA cooperation framework and the Safeguards Agreement in force. Cooperation by the SSAC will depend on several issues, such as a final output and evolution of a strengthened and efficient international safeguards system and the IAEA's objective requirements for a SSAC to qualify to additional levels of cooperation -a positive cost-benefit side of increasing cooperation- as well as its contribution to a more transparent way of conducting safeguards.

As it was stated at the beginning of this paper, the implementation of the strengthening measures arising from the 93+2 Programme is just starting. Finally, such measures will have to be integrated with those in the present safeguards system, so that the resulting system will be as efficient and effective as possible, highly technical and liable to allow for solid conclusions on its application. Needless to say that its application must be universal (to all the Member States of Comprehensive Safeguards Agreements) and not differentiated, so as to ensure the international community's acceptance and credibility of the benefits of the new safeguards system, without disregarding the fact that one of the fundamental goals of the Agency is promoting the development and cooperation with regard to the peaceful use of nuclear energy.

VII. REFERENCES

1. Report to the "Honourable Parliament of the Argentine Republic" on the nuclear regulatory activities performed in 1993, ENREN Report, Buenos Aires-Argentina, 1994.

2. "Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Uses of Nuclear Energy", IAEA, INFCIRC/395, Vienna, Austria, 1991.

3. S. Fernández Moreno, M. Estrada Oyuela "Role of a National System of Accounting and Control of Nuclear Materials under ABACC'S Regional System", Proc. 17th. Annual Symposium on Safeguards and Nuclear Management, ESARDA 27, Session 2-II, 2.7-Pages 57-59, Aachen, Germany, 1995.

4. "Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards, IAEA, INFCIRC/435, Vienna, Austria, 1994.

Role of a National System of Accounting and Control of Nuclear Material under ABACC´s Regional System

Fernández Moreno, S. and Estrada Oyuela, M.

Presentado en el 17º Simposio Anual de la Asociación Europea de Investigación y Desarrollo en Salvaguardias (ESARDA), Aachen, Alemania, 7 al 21 de mayo, 1995

ROLE OF A NATIONAL SYSTEM OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIAL UNDER ABACC'S REGIONAL SYSTEM

Ms. Sonia Fernández Moreno, Mr. Miguel Estrada Oyuela
National Board of Nuclear Regulation of Argentina - Buenos Aires, República Argentina

Abstract

The Brazilian-Argentine Agency (ABACC) and the "Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials" (SCCC) are the result of a process started with nuclear cooperation between Argentina and Brazil. The SCCC reflects a common policy of transparency established by a Bilateral Agreement. Its insertion in the global context was made through a Quadripartite Agreement (Argentina, Brazil, ABACC, IAEA)./1/

This paper describes the role of the State System of Accounting and Control (SSAC) in the framework established in the Bilateral and the Quadripartite Safeguards Agreements and in the context of new trends and perspectives in international safeguards. It could also serve as an example for initiatives in other regions.

1. Introduction

The Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) and the "Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials" ("SCCC"), are the result of a confidence building process which started with the technical cooperation between both countries. This process reaches a high expression in a system which reflects a common policy of transparency. This process started in the very beginning of nuclear developments in the two countries and still continues actively nowadays.

This initiative was finally crystallized in the Agreement between Argentina and Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy (Bilateral Agreement) in force since December 1991. Its insertion in the international context was made through a Full Scope Safeguards Agreement between Argentina, Brazil, ABACC and the IAEA (Quadripartite Agreement). This second agreement was signed immediately after the entry into force of the Bilateral Agreement.

ABACCs safeguards are based on the "Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials" (the "SCCC") established in the Bilateral Agreement. Furthermore, a set of procedures agreed by Argentina and Brazil and known as General Procedures of the "SCCC" were fixed. The SCCC provide a significant assurance to Latin American region on the permanent non-proliferation commitments of Argentina and Brazil. The criteria and procedures of this bilateral safeguards are compatible with those of the IAEA. Safeguards applied pursuant the Quadripartite Agreement are based on the SCCC. A positive feature of the SCCC is the cross-checking system applied by an independent organization from the two States involved.

The role of the State System of Accounting and Control of Argentina under ABACCs safeguards system (SCCC) and the application of international safeguards will be described at the various levels of cooperation, functions, powers and commitments established in the Bilateral and the Quadripartite Agreement. Other nonproliferation related initiatives will also be considered. Emphasis is placed on new potential measures aimed to enhance safeguards effectiveness and efficiency through an increase level of cooperation between IAEA and Systems of Accounting and Control of nuclear materials.

The co-existence of an effective SSAC, the "SCCC" and IAEA Safeguards requires a high degree of cooperation to be exercised by all parties. Although this implies a coordination effort, its contribution to international safeguards and non-proliferation matters is perceived positively.

2. SSAC of Argentina

In 1956 the nuclear regulatory function of the "National Atomic Energy Commission" (CNEA) as the "National Competent Authority in the Nuclear field" was legally established. Since then, CNEA was entitled to control all applications and uses of the nuclear energy. Until August 1994, CNEA was responsible for two clearly differentiated functions, one being the promotion and use of nuclear energy and the other, the regulation of such activities. In 1994, the Argentine Government decided to separate both functions in two different institutions./2/. The regulatory authority related to nuclear matters is now carried out by the National Board of Nuclear Regulation (ENREN) as a separate and autarchic body depending directly, as CNEA, to the Executive Power. The ENREN has been organized with a Board of six Directors, one of them acting as its chairman. The ENREN reports directly to the Presidency of the Republic of Argentina.

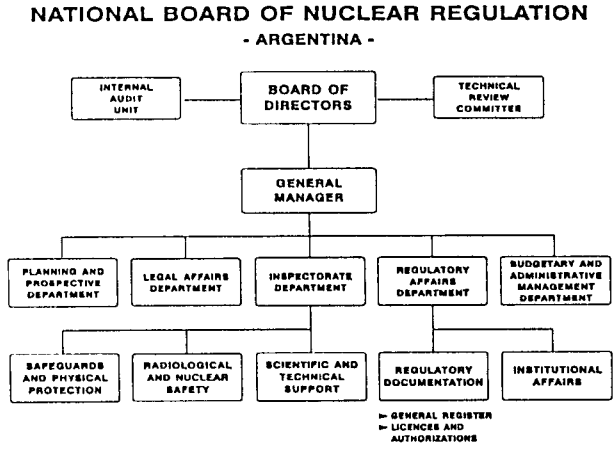


Fig. 1 - Organization chart

The objective of ENREN is to establish and apply a regulatory framework for all nuclear activities carried out in Argentina with the following purposes:

-To reach and maintain an appropriate level of protection of the population against nocives effects of ionizing radiation;

-To obtain and maintain a reasonable level of assurance of radiological and nuclear safety;

-To ensure that nuclear materials and activities are not deviated to any unauthorized purpose and that they are performed in compliance with all international undertakings and commitments assumed by Argentina;

-To prevent intentional acts that can cause severe radiological consequences or the unauthorized removal of nuclear materials or other materials and equipment of nuclear interest.

It is important to make clear that all these purposes and powers existed before the creation of the ENREN. The difference at present is that ENREN constitutes a complete different and separate organization from CNEA. Regarding the application of national and international safeguards, ENREN has established a SSAC that works at different levels and functions, depending on its objectives. In order to comply with its responsibilities, the ENREN has established:

Safeguards Regulatory Standards and Requirements, including a Licensing and Authorization System for the use, possession, storage, etc., of nuclear materials, and for the construction and operation of installations and "Other Locations";

An independent verification system based on national safeguards inspections to verify the fulfillment or the Regulatory Standards and Regulatory requirements as well as the compliance with international undertakings. The SSAC is able to perform audits, NDA and DA of nuclear materials and to evaluate its own inspections results.

A central data base with all relevant national safeguards information.

The elements and features of the SSAC of Argentina have been established by the ENREN to fulfill national objectives and the undertakings assumed by Argentina related to international safeguards and non-proliferation issues. The Regulatory Standards AR.10.14.1 defines the SSAC as the set of measures and procedures applicable to all nuclear material, and to materials, equipment and installations of nuclear interest as they are specified by the ENREN, with the aims of: a) To prevent such materials, equipment and installations from being diverted to any unauthorized use; b) To provide the necessary basis for the application of the SCCC established pursuant the Bilateral Agreement; and c) To provide the necessary basis for the effective application of Safeguards Agreements in force with the IAEA./3/

In this context, no one can receive, process, store, transfer any nuclear material without the relevant License or Authorization issued by the ENREN. Licenses or Authorizations are issued once the applicant has fulfilled all relevant requirements related to Radiological Protection, Nuclear Safety, Safeguards and Physical Protection. Additionally, Regulatory Standards AR 10.14.1 also establishes a minimum set of criteria and requirements to be complied by the Licensee after receiving any nuclear material for the very first time. Briefly, they are related to: i) Measurements system, including procedures to control the quality of such measurements, ii) Physical Inventory Taking, iii) Records and reports and, iv) Notifications.

3. SSAC's roles and functions

Argentina considers of great importance to maintain an effective and efficient SSAC, aimed at assuring, with a reasonable degree of confidence, that all nuclear materials, material, equipment and installations of nuclear interest are being used in compliance with Licenses and Authorizations issued by the ENREN and with all international commitments. This function is partly independent of ABACC's and IAEA's safeguards. The rational behind this is that the responsibility for honoring the international non-proliferation commitments related to the exclusive peaceful uses of nuclear activities rest on the State. Additionally, the National Authority is entitled to access to all nuclear installations and materials. It is also empowered with the legal enforcement to require any measure that may be needed in order to resolve discrepancies.

In addition, Argentina is a State Party in TLATELOLCO Treaty and has recently adhered to the NPT. Besides, in its role of nuclear supplier, Argentina has established a system for controlling its sensitive exports and became part of the NSG and of the Dual Use Regime. Argentina takes also part in several Nuclear Cooperation Agreements with many States. These Cooperation Agreements include basic undertakings related to peaceful uses of nuclear energy and provide at the same time a forum for technical cooperation and provisions to cooperate in developing new safeguards technologies and methods. The ENREN gives special attention to the development of new techniques and methods that will allow safeguards to be more effective and efficient. Particularly, equipment capable of functioning in an unattended mode and remote interrogation of non-destructive assay equipment and containment and surveillance equipment.

In connection with the international undertakings, it is important to mention the Bilateral Agreement and the Quadripartite Full Scope Safeguards Agreement. The basic undertaking of Argentina and Brazil is to accept safeguards, in accordance with the terms of the Quadripartite Agreement, on all nuclear material in all nuclear activities within their territories, under their jurisdiction or carried out under their control anywhere, for the exclusive purpose of verifying that such material is not diverted to nuclear weapons or other nuclear explosive devices.

Both the IAEA and ABACC have the right and the responsibility to apply their safeguards. The Quadripartite Agreement foresees that both Organizations should avoid unnecessary duplication of safeguards efforts, considering also the need for them to reach their own independent conclusions.

ABACC undertakes, in applying its safeguards on nuclear material in all nuclear activities, to co-operate with

the IAEA in accordance with the terms of the Quadripartite Agreement, with a view to ascertaining that such nuclear material is not diverted to nuclear weapons or other nuclear explosive devices. The IAEA shall apply its safeguards in such a manner as to enable to verify, in ascertaining that there has been no diversion nuclear material to nuclear weapons or other nuclear explosive devices, findings of the SCCC (...). The IAEA, in its verification activities shall take due account of the technical effectiveness of the SCCC.

4. Cooperation

The Bilateral Agreement foresees that the States Parties shall provide all the technical support and services ABACC would need to discharge its responsibilities. In practical terms, it means to have available for ABACC analytical laboratories, inspectors, advisers, etc., to carry out its control activities in the other State Party. The obligation of fully co-operate with the IAEA and ABACC to facilitate the application of its respective safeguards also requires the existence of a strong SSAC and a well qualified and trained staff. it is important to say that all, ABACC, IAEA and the States Party shall cooperate to facilitate the application of the safeguards foreseen in the Quadripartite Agreement.

Both levels of cooperation mean working together and closely for purposes of common benefit. Increased Cooperation is a key element to further strengthened an efficient safeguards system. It is also essential to build mutual and international confidence and transparency. Consequently this implies that ABACC, the IAEA and the State Party are continuously looking for a maximum degree of transparency and good will with a high level of technical performance and competence in performing their respective activities. For the effective implementation of the SCCC, the SSAC is committed to fulfill certain minimum requirements established in the "General Procedures of the SCCC".

Regarding different levels of cooperation identified in Programme 93+2, a process of thorough thinking has started at ENREN's level to identify potential areas where the SSAC may cooperate with ABACC and IAEA for a more strengthened and efficient safeguards system. Obviously, a comprehensive study of competence and technical capabilities of the SSAC for a increased cooperation as foreseen in 93+2, needs to be evaluated in the context of the existing ABACC/IAEA framework.

The obligation for the SSAC to cooperate with both organizations is clearly defined in the Safeguards Agreements at the levels mentioned before. The cooperation among ABACC and the IAEA is also established. Specific provisions for that purpose are established in the Protocol of the Quadripartite Agreement and in its Subsidiary Arrangements. At this stage, it is important to remark that the Protocol establishes clear principles for guiding this cooperation (i.e., the need for ABACC and the Agency to reach its own independent conclusions; the need to co-ordinate the activities of ABACC and the Agency as far as possible for the optimum implementation of the Quadripartite Agreement, and in particular to avoid unnecessary duplication of ABACC's safeguards; etc.)

Despite the complexity arising from the co-existence of a SSAC (national level) and a SCCC being applied by a regional organization, a positive and productive challenge to combine efficiently and effectively different levels of increased cooperation for a more strengthened international safeguards system sounds reasonable and desirable.

5. Conclusions

The existence of a strong SSAC in the framework of a regional and international safeguards systems, facilitates and contributes a more effective and efficient safeguards.

The SSAC currently cooperates with ABACC not only to facilitate its safeguards implementation (SCCC), but also by providing ABACC with technical support and high qualified human resources to fulfill its control activities.

Cooperation that works in all directions is essential to build on international confidence and a more effective and efficient safeguards system. Exercising its responsibilities, each organization is contributing to strengthened international safeguards.

Potential new areas of cooperation between the SSAC and the IAEA need to be explored in the near future in the context of existing ABACC/IAEA cooperation framework and the Safeguards Agreements in force. Different levels of cooperation of the SSAC will depend on various issues, i.e., final output and evolution of a strengthened and efficient international safeguards system; the IAEA objective requirements for a SSAC to qualify to additional levels of cooperation, a positive cost-benefit side of increasing cooperation as well as its contribution to a more transparent way of conducting safeguards.

6. References

/1/ Agreement Between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusive Peaceful Uses of Nuclear Energy (1991).
Agreement Between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards (INFCIRC/435, March, 1994).

/2/ Executive Order 1540/94.

/3/ Regulatory Authority Regulatory Standards AR.10.14.1.

Dosimetría de la contaminación interna: actualización de los coeficientes de dosis para trabajadores

Gómez Parada, I.M.; Rojo, A.M. y Sanguineti, R.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

DOSIMETRÍA DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA: ACTUALIZACIÓN DE LOS COEFICIENTES DE DOSIS PARA TRABAJADORES

Gomez Parada, I.M.; Rojo, A.M. y Sanguineti, R.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

En 1991, la Comisión Internacional en Protección Radiológica (ICRP) editó su publicación 60 [1], donde actualiza las recomendaciones básicas incorporando nueva información biológica disponible sobre detrimento asociado a exposición a las radiaciones.

En el caso de la evaluación de la contaminación interna, los límites anuales de incorporación para trabajadores (ALI) debieron ser revisados para adecuarlos a estas nuevas recomendaciones.

La publicación 61 de la ICRP [2] presentó una revisión de los ALIs incorporando el nuevo valor del límite anual de dosis efectiva (0.02 Sv) y los nuevos factores de ponderación de tejidos (w_T), manteniendo la metodología de cálculo y los modelos metabólicos del ICRP 30 [3]

Posteriormente a la aparición del ICRP 30 se revisaron los modelos biocinéticos para ciertos radionucleídos (Publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP) [4], [5] y [6] y en 1994 se editó el ICRP 66 [7], que describe un nuevo modelo cinético y dosimétrico para el tracto respiratorio.

Utilizando el código de cálculo LUDEP 1.1 se pueden obtener los coeficientes de dosis (dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación) aplicables a trabajadores para incorporaciones por ingestión e inhalación incluyendo el nuevo modelo para el tracto respiratorio y los factores de ponderación de tejidos del ICRP 61.

En la utilización del modelo para el tracto respiratorio de la publicación 66 de la ICRP, los tipos F, M y S se hicieron corresponder con las clases D, W e Y respectivamente.

Como modelos de retención sistémica se mantuvieron los propuestos por el ICRP 30 aunque cambiando la fracción f_1 por los valores más actualizados disponibles.

La última publicación de la ICRP que trata sobre coeficientes de dosis aplicables a trabajadores el la número 68 [8]. En ella, los coeficientes de dosis presentados fueron calculados utilizando el modelo pulmonar del ICRP 66, la forma de estimación de la dosis efectiva del ICRP 60 y los modelos de retención sistémica más actualizados.

En el presente trabajo se comparan los límites anuales de incorporación dados por el ICRP 30 y por el ICRP 61 con los obtenidos de aplicar los coeficientes de dosis resultantes del LUDEP y los publicados en el ICRP 68.

Los radionucleídos analizados fueron: Co-60, Sr-90, Tc-99m, I-131, Cs-137, Ra-226, U-238, Pu-239 y Am-241.

FUNDAMENTOS

Modelo del ICRP 66 para el tracto respiratorio (TR)

En este modelo el TR se divide en 5 regiones:

REGIÓN EXTRATORACICA (ET)	ET_1	Pasaje nasal anterior
	ET_2	Pasaje nasal posterior, pasaje bucal, faringe y laringe.
REGIÓN TORÁCICA (T)	BB	Bronquios
	bb	Bronquiolos
	AI	Alveolar - Instersticial

El tejido linfático está asociado con las regiones extratorácicas y torácicas: LN_{ET} y LN_{Th}

El depósito inicial y la depuración del tracto respiratorio se tratan por separado.

El porcentaje de la actividad inhalada depositado en cada zona del tracto respiratorio es dependiente del tamaño del aerosol inhalado. Para la exposición ocupacional, el valor del AMAD considerado como más representativo de los aerosoles en el lugar de trabajo pasa a ser de 5 μ (reemplazando el valor de 1 μ que da el ICRP 30).

A título de referencia, se puede señalar que el depósito total en el TR, según el nuevo modelo pulmonar, es de aproximadamente 51% de lo inhalado para aerosoles de 1μ y 82%

para 5μ. En el modelo pulmonar del ICRP 30, esos valores eran de aproximadamente 63 y 91% respectivamente.

En cuanto a la depuración, salvo en la región ET_1, donde el material depositado se remueve solamente por salida al exterior (Ej.: soplido nasal), en el resto de las regiones la depuración se presenta como una competencia entre un proceso de transporte de partículas hacia el tracto gastrointestinal y a nódulos linfáticos, y otro de absorción a sangre.

El primer proceso es igual para todos los materiales, no existiendo distintas velocidades dependiendo de la solubilidad del compuesto inhalado.

En cuanto a la absorción a sangre (proceso competitivo con el anterior), se recomienda usar valores de velocidad de absorción específicos para cada material depositado dependiendo de sus características físicas y químicas. De acuerdo a dichas características, los compuestos pueden ser considerados de absorción rápida (Tipo F - Fast), moderada (Tipo M - Moderate) o de absorción lenta (Tipo S - Slow). Se considera que un compuesto dado tiene la misma velocidad de absorción a sangre en todas las regiones del TR.

Si bien en la publicación 68 los factores dosimétricos han sido calculados haciendo corresponder los tipos F, M y S con las clases D, W e Y del ICRP 30, en el futuro se espera revisar las velocidades de absorción de los distintos compuestos para usar valores específicos para cada material dependiendo de sus características fisicoquímicas.

En la tabla I se dan valores de referencia de los parámetros de transferencia a sangre para los tres tipos de compuestos: F, M y S (que corresponden aproximadamente a las clases D, W e Y del modelo del ICRP 30).

Tipo F (Fast) Rápido	100%	10 min.
Tipo M (Moderate) Moderado	10% 90%	10 min. 140 días
Tipo S (Slow) Lento	0.1% 99.9%	10 min. 7000 días

Tabla I: *Valores de referencia de los parámetros de transferencia a sangre*

En cuanto a las implicancias dosimétricas, una gran diferencia entre ambos modelos respiratorios es que mientras en el ICRP 30 se estima la dosis media a pulmón, en el nuevo modelo se calcula la dosis en tejidos específicos del TR y se toma en cuenta la diferente radiosensibilidad de los mismos. Para ello, la dosis equivalente de cada región i -Hi -es multiplicada por un factor Ai que representa la radiosensibilidad relativa del tejido con respecto a la total del órgano. Los valores recomendados de Ai se muestran en la tabla II.

	REGIÓN	A_i	
Vías aéreas extra torácicas	ET_1 ET_2 LN_{ET}	0.001 0.998 0.001	
		1.000	
Vías aéreas torácicas (pulmón)	BB bb AI NL_{Th}	0.333 0.333 0.333 0.001	x 0.12 ($w_{pulmón}$)
		1.000	

Tabla II: Radiosensibilidad relativa de los tejidos del TR

La dosis equivalente en las regiones extratorácica y torácica está dada por:

$$H_{ET} = H_{ET_1} A_{ET_1} + H_{ET_2} A_{ET_2} + H_{LN_{ET}} A_{LN_{ET}}$$

$$H_{Th} = H_{BB} A_{BB} + H_{bb} A_{bb} + H_{AI} A_{AI} + H_{LN_T} A_{LN_T}$$

Para el cálculo de la dosis efectiva, el factor $w_{pulmón} = 0.12$ se aplica a H_{Th}. Las vías aéreas extratorácicas se incluyen en la lista de los órganos que deben considerarse para el resto.

Modelo para el tracto gastrointestinal (TGI)

El modelo usado en el ICRP 68 para describir el comportamiento del material en el tracto gastro intestinal y calcular las dosis en el mismo, es el mismo de la publicación 30 de la ICRP.

El ICRP 60 recomienda factores de ponderación específicos para el colon y para el esófago, órganos que no entran en la descripción del modelo para el tracto gastro intestinal del ICRP 30.

En el ICRP 68 la dosis para el colon se calcula como la suma ponderada por masa de las dosis en el intestino grueso superior e inferior (ICRP 67), y la dosis en esófago se supone aproximada por la dosis en el timo (ICRP 61).

Los coeficientes de dosis de la publicación 68 se han calculado con los factores f1 del ICRP 30, salvo cuando se encuentran valores más apropiados en las publicaciones 56, 67 y 69.

En el caso de inhalación, al material que pasa a TGI se le aplica el mismo f1 que para ingestión.

Modelos metabólicos

Para el cálculo de los factores dosimétricos presentados en el ICRP 68 se usaron en general los modelos metabólicos de la publicación 30. En los casos en los que se disponía de otros modelos para adultos, ya revisados, y presentados en las publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP, los factores dosimétricos se calcularon con ellos. Los cambios más substanciales se dan en los alcalinos térreos y los actínidos.

Vías de excreción para la actividad sistémica

Dado que en las recomendaciones del ICRP 60 se dan valores de ponderación de tejidos específicos para colon y vejiga, en el cálculo de los factores dosimétricos presentados en el ICRP 68 se consideró la dosis equivalente debida a la actividad sistémica excretada en orina y heces.

Para ello, en el caso de excreción urinaria, se usó el modelo biocinético para vejiga que se describe en la publicación 67 de la ICRP.

Para excreción fecal, la actividad presente en el intestino grueso superior e inferior incluye el material proveniente de la incorporación sistémica. A menos que en el modelo metabólico correspondiente se indique otra cosa, se supone que la actividad sistémica excretada por heces, entra al TGI en el intestino grueso superior.

Calculo y limitación de dosis

La ICRP define la Dosis Efectiva, E, como:

$$E = \sum_T \omega_T H_T$$

donde w_T es el factor de ponderación de tejidos y H_T es la dosis equivalente para el tejido u órgano T.

En la publicación 60 de la ICRP se le asignan valores específicos de w_T a un número de órganos que en las publicaciones 26 [9] y 30 estaban incluidos en el llamado "resto" (remainder): colon, estómago, hígado, esófago y vejiga.

La dosis efectiva comprometida a 50 años, E(50), se obtiene con una sumatoria similar de las dosis equivalente comprometidas a órganos o tejidos individuales, $H_T(50)$, donde $H_T(50)$ se obtiene con el formulismo de cálculo del ICRP 30.

La forma de tratar lo que se llama "resto", es diferente según se consideren las recomendaciones del ICRP 26 o las del ICRP 60.

Según ICRP 60 el resto está constituido por músculo, páncreas, bazo, timo, útero y región extratorácica (esta última región no figura como parte del resto en el ICRP 60, y fue incluida al incorporar en las recomendaciones el nuevo modelo pulmonar).

La dosis efectiva se calcula con la siguiente expresión:

$$E = \sum_{T=i}^{j} \omega_T H_T + \omega_{resto} \frac{\sum_{T=k}^{T=l} m_T H_T}{\sum_{T=k}^{l} m_T}$$

donde H_T y w_T son la dosis equivalente y los factores de ponderación respectivamente, correspondientes a los 12 tejidos u órganos -T_i a T_j- con w_T especificados. m_T es la masa de los órganos que forman el resto (T_k a T_l) y $w_{resto} = 0.05$.

En los raros casos en los que uno de los órganos o tejidos que componen el resto reciba una dosis equivalente mayor que la mayor de los 12 órganos que tienen factores de ponderación específicos, se le aplica un $w_T = 0.025$,(la mitad de 0.05) y 0.025 al promedio de los otros tejidos del resto.

O sea:

$$E = \sum_{T=i}^{T=j} \omega_T H_T + 0.025 \frac{\sum_{T=k}^{T=l} m_T H_T - m_{T'} H_{T'}}{\sum_{T=k}^{T=l} m_T - m_{T'}} + 0.025 H_{T'}$$

donde m_T'es la masa del órgano o tejido en el cual se encontró la dosis equivalente mayor que cualquiera de los órganos o tejidos con w_T específicos y H_T'es la dosis equivalente en ese tejido.

Límites Secundarios

En el caso de exposición por contaminación interna las recomendaciones del ICRP 60 indican que el ALI (Límite anual de incorporación), debe estar basado en una dosis efectiva comprometida de 20 mSv (límite anual propuesto para la exposición ocupacional).

De esta manera, el ALI para cada radionucleído puede ser obtenido dividiendo el límite anual de dosis efectiva (20 mSv) por el coeficiente de dosis - e(50)-. El coeficiente e(50) es la

dosis efectiva comprometida a 50 años, E(50), que resulta de la incorporación de 1 Bq de ese radionucleído.

$$ALI = \frac{0.02}{e(50)}$$

Aunque los ALIs basados en las recomendaciones del ICRP 60 son en general más restrictivos que los basados en el ICRP 30, una limitación de 20 mSv en un año para la dosis efectiva comprometida puede resultar en una dosis equivalente comprometida a ciertos órganos de 1 Sv (Ej: superficie de hueso y riñón). Este valor de 1 Sv es mayor que los 500 mSv propuesto por el ICRP 26 como límite de dosis equivalente en órganos o tejidos particulares para evitar efectos determinísticos.

Las nuevas recomendaciones no fijan explícitamente límite para la dosis equivalente en órganos o tejidos particulares (salvo para cristalino, piel manos y pies), considerando que, debido a que las dosis por contaminación interna se entregan a lo largo del tiempo, es improbable que se llegue a valores de dosis equivalente integrada que lleven a efectos determinísticos.

CONCLUSIONES

En las tablas III y IV se presentan los límites anuales de incorporación para los radionucleídos analizados, donde los ALIs correspondientes al ICRP 68 y al LUDEP se obtuvieron relacionando los coeficientes de dosis respectivos con el límite anual de dosis efectiva propuesto actualmente para trabajadores.

		AMAD = 5 μ			AMAD = 1 μ		
NUCLEIDO	TIPO	f_1	LUDEP	ICRP 68	f_1	ICRP 61	ICRP 30
Co-60	M	0.1	2.8E6	2.8E6	0.05	2E6	6E6
	S	0.05	1.2E6	1.2E6	0.05	4E5	1E6
Sr-90	F	0.3	6.5E5	6.7E5	0.3	4E5	7E5
	S	0.01	2.5E5	2.6E5	0.01	6E4	1E5
Tc-99m	F	0.8	1.1E9	1.0E9	0.8	2E9	6E9
	M	0.8	7.4E8	6.9E8	0.8	2E9	9E9
I-131	F	1.0	1.3E6	1.8E6	1.0	1E6	2E6
Cs-137	F	1.0	3.0E6	3.0E6	1.0	2E6	6E6
Ra-226	M	0.2	1.2E3	1.7E3	0.2	9E3	2E4
U-238	F	0.02	1.8E5	3.4E4	0.05	9E4	5E4
	M	0.02	1.3E4	1.3E4	0.05	1E4	3E4
	S	0.002	3.6E3	3.5E3	2E-3	6E2	2E3
Pu-239	M	5E-4	5.5E2	6.3E2	1E-3	3E2	2E2
	S	1E-5	2.3E3	2.4E3	1E-5	3E2	6E2
Am-241	M	5E-4	5.3E2	7.4E2	1E-3	3E2	2E2

Tabla III: Límites anuales de incorporación (Bq) para trabajadores
- inhalación -

NUCLEIDO	f_1	LUDEP	ICRP 68	f_1	ICRP 61	ICRP 30
Co-60	0.1	5.4E6	5.9E6	0.05	7E6	2E7
	0.05	6.9E6	8.0E6	0.3	3E6	7E6
Sr-90	0.3	6.5E5	7.1E5	0.3	6E5	1E6
	0.01	2.5E6	7.4E6	0.01	5E6	2E7
Tc-99m	0.8	1.3E9	9.1E8	0.8	1E9	3E9
I-131	1.0	9.3E5	9.1E5	1.0	8E5	1E6
Cs-137	1.0	1.5E6	1.5E6	1.0	1E6	4E6
Ra-226	0.2	2.2E4	7.1E4	0.2	9E4	7E4
U-238	0.02	1.5E6	4.5E5	0.05	8E5	5E5
	0.002	3.3E6	2.6E6	2E-3	3E6	8E6
Pu-239	5E-4	7.1E4	8.0E4	1E-3	4E4	
	1E-5	1.7E6	2.2E6	1E-5	2E6	2E6
	1E-4	3.2E5	3.8E5	1E-4	3E5	2E5
Am-241	5E-4	6.9E4	1.0E5	1E-3	3E4	5E4

Tabla IV: Límites anuales de incorporación (Bq) para trabajadores
- ingestión -

De la comparación entre los límites anuales de incorporación del ICRP 30 y del 61 surge que en general los del ICRP 61 son más restrictivos, lo que se corresponde con el menor valor del límite de dosis efectiva.

Es de hacer notar que no siempre la relación entre los ALIs es la misma que entre 20 y 50 mSv, dado que los factores w_t usados en ambas publicaciones para la determinación de las dosis efectivas son diferentes.

Más aún, en algunos casos los ALIs dados por el ICRP 61 son más permisivos. Esto se explica teniendo en cuenta que en esos casos la incorporación, según ICRP 30, estaba limitada por los efectos no estocásticos (actualmente determinísticos), mientras que en el ICRP 60 solo se considera como limitación la dosis efectiva.

Los límites anuales de incorporación calculados con los coeficientes de dosis obtenidos con el LUDEP y con los publicados en el ICRP 68 difieren, por cuanto en el LUDEP se usan los modelos metabólicos del ICRP 30 y no se incluyen los nuevos modelos que se presentan en las publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP, que sí han sido utilizados en el ICRP 68.

Los coeficientes de dosis por incorporación de material radiactivo publicados en el ICRP 68 son los que figuran en la Norma Básica de Seguridad Radiológica del ENREN [10]. Son los más actualizados y es útil entonces una comparación con los dados en el ICRP 30 y en el 61.

En general los límites anuales por inhalación para trabajadores calculados con el nuevo modelo respiratorio y 5μ de AMAD son más altos que los calculados con los modelos y parámetros del ICRP 30.

Para compuestos solubles (Tipo F), los coeficientes de dosis están generalmente entre los 60 y 90 % de los correspondientes del ICRP 61. Esto se debe principalmente a una menor absorción a sangre. Aunque el depósito total en el TR es mayor para 5μ con el modelo del

ICRP 66 (82%) que para 1μ en el modelo del ICRP 30 (63%), alrededor del 34% se deposita en la región ET_1 donde no se produce absorción a sangre. Hay excepciones, (como el ^{140}Ba que no se presenta en las tablas), para las cuales los coeficientes de dosis son alrededor de 50% más altos por la contribución del material excretado a la dosis en la pared de la vejiga y/o en el colon.

Para compuestos relativamente insolubles (Tipo S), los coeficientes de dosis están generalmente entre los 10 y 90 % de los valores correspondientes del ICRP 61, siendo mayor la diferencia cuando mayor es la vida media radiactiva. La diferencia se debe principalmente al menor depósito inicial, principalmente en la región AI. Esto resulta tanto de la introducción del modelo de depósito del ICRP 66 y del cambio del valor de referencia del AMAD de 1μ a 5μ. En efecto, el depósito pulmonar en el modelo del 30 es 25% para 1μ mientras que el depósito en la región AI es aproximadamente 11% para 1μ y 5% para 5μ. Esto da menor dosis equivalente en pulmón, y menor uptake, ya que para el material tipo S la mayor absorción a sangre se produce del material depositado en la región AI.

Por otro lado, para compuestos tipo S de radionucleídos de vida media larga, las dosis más altas se ven generalmente en nódulos linfáticos torácicos y en la región AI. Estas regiones se ven afectadas por un factor de ponderación de tejido menor que el $w_{pulmón}$ que corresponde a la dosis media a pulmón según el ICRP 30.

Para compuestos moderadamente solubles (Tipo M) los coeficientes de dosis están generalmente entre los 50 y 150 % de los valores correspondientes del ICRP 61 (en algunos casos entre 20 y 300%). Los factores que se describieron para los materiales tipo S y F también afectan a los tipo M, en mayor o menor medida dependiendo de la vida media y el comportamiento metabólico del material. Además, para algunos radionucleídos como el Po-210 hay una mayor contribución a la dosis equivalente en pulmón debida a la irradiación de las regiones BB y bb, lo que hace aumentar el coeficiente de dosis.

En cuanto a los límites anuales de incorporación por ingestión, en general los que se obtienen con las consideraciones del ICRP 68 son mayores que los presentados en el ICRP 61. Lo que más influye para que así sea es la contribución de la dosis en colon al coeficiente de dosis e(50), generalmente menor en los cálculos hechos en base al ICRP 68. En efecto, según las últimas recomendaciones, la dosis al colon se toma como el promedio de las dosis a las paredes del intestino grueso superior y del intestino grueso inferior, ponderada por masas, mientras que en el ICRP 61, es directamente la dosis en el intestino grueso inferior. Esta porción del tracto gastrointestinal recibe mayor dosis que el intestino grueso superior, debido al mayor tiempo de residencia y a su menor masa. Esto se nota particularmente en los compuestos insolubles, donde la dosis a colon aporta mucho a e(50). Por ejemplo, para compuestos de Sr-90 con $f_1 = 0.01$ en el ICRP 68 se presenta un valor de e(50) 35 % más bajo que el correspondiente según ICRP 61, mientras que para compuestos más solubles, los valores son muy similares.

Los cálculos en el ICRP 68 se basan en los modelos cinéticos de las publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP que incluyen importantes cambios para actínidos, alcalinos térreos y plomo. Sin embargo, muchas veces, los valores de e(50) obtenidos no reflejan la magnitud de los cambios. Por ejemplo, para las formas más solubles del plutonio, los valores de e(50) del ICRP 68 son alrededor del 90% de los publicados en el ICRP 61. Por lo contrario, si se

encuentran diferencias apreciables en las dosis a órganos particulares. Para Am-241 las dosis en médula y en hígado son menores en un factor 2. Esto, combinado con el menor aporte de la dosis en colon, lleva a un valor de e(50) 70% más bajo que el presentado en el ICRP 61.

Se dan, aunque raramente, valores de límites anuales de incorporación más bajos en el ICRP 68 que en el ICRP 61. Por ejemplo, para isótopos largos de zinc y molibdeno, los mayores tiempos de retención en hueso llevan a valores del coeficiente de dosis ligeramente mayores en el ICRP 68.

El hecho de tener en cuenta las dosis por la actividad presente en las vías de excreción aumenta la dosis en las paredes del intestino grueso y de la vejiga, pero esto no se refleja mucho en el valor de e(50) ya que el factor w_T para vejiga es bajo (0.05) y las paredes del intestino reciben su dosis principalmente por el material que no fue absorbido a sangre.

REFERENCIAS

[1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "1990 Recomendations of the International Commission on Radiological Protection" Annals of the ICRP(1991)(ICRP 60)

[2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Annual Limits for Intakes of Radionuclides by Workers Based on the 1990 Recommendations". Annals of the ICRP (1991); (ICRP 61)

[3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Limits for Intakes of Radionuclides by Workers". Annals of the ICRP (1979); (ICRP30)

[4] to [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Age-dependent Doses Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1". Annals of the ICRP (1990) (ICRP56)
INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2". Ingestion Dose Coefficients. Annals of the ICRP (1994) (ICRP 67)

[6] to INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Age-dependent Doses Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3". Ingestion Dose Coefficients. Annals of the ICRP (1995) (ICRP 69)

[7] Tract INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Human Respiratory Model for Radiological Protection". Annals of the ICRP (1994) (ICRP 66)

[8] LUDEP 1.1 Personal Computer Program for Calculating Internal Doses Using the New ICRP Respiratory Tract Model. NRPB - SR264.(1993)

[9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers". Annals of the ICRP (1995); (ICRP 68)

[10] Norma Básica de Seguridad Radiológica. AR 10.1.1 ENREN (1994)

Interrupción de la lactancia en caso de administración de radiofármacos a la madre

Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M.; Dubner, D.L.;
Gisone, P.A. y Pérez, M. del R.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

INTERRUPCIÓN DE LA LACTANCIA EN CASO DE ADMINISTRACIÓN DE RADIOFÁRMACOS A LA MADRE

Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M.; Dubner, D.L.; Gisone, P.A. y Perez, M. del R.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

Dada la relativa frecuencia de la consulta respecto de la conducta a seguir en el caso de madres en período de lactancia que son sometidas a prácticas diagnósticas o terapéuticas de medicina nuclear, se hace una revisión de las recomendaciones desde el punto de vista de la protección radiológica del lactante.

Se ha elaborado un modelo teórico, basado en el propuesto para el I-131 por la publicación 54 de la ICRP, para determinar el período de interrupción de la lactancia en casos de particular interés.

INTRODUCCION

La administración de radiofármacos a la madre en período de lactancia, puede resultar en la excreción de radioactividad a través de su leche. La magnitud y el tiempo que se prolongue dicha eliminación varía con el tipo de radiofármaco. Se presenta entonces la necesidad de evaluar interrumpir la lactancia.

Un criterio para establecer el período de interrupción es que cuando recomience la lactancia, la actividad ingerida por el niño esté reducida a un "nivel aceptable" (idealmente no existe un nivel aceptable desde el punto de vista de que al niño no le reporta ningún beneficio la práctica, pero en la realidad se debe asumir un compromiso).

Según Mountford [1], previamente a evaluar la posibilidad de interrumpir la lactancia se deben hacer las siguientes consideraciones:

1 .- Confirmar si la investigación con el radiofármaco es esencial (es decir , si alguna técnica alternativa podría reemplazarla)

2 .- Evaluar si puede ser utilizado otro radiofármaco alternativo, con una menor excreción por leche

3 .- Evaluar si puede obtenerse el mismo resultado diagnóstico administrando menos actividad.

4 .- Solo despues de responder a 1, 2 y 3 se debe comenzar a considerar la necesidad de interrumpir la lactancia despues de la administración del radiofármaco.

Un criterio válido para definir el período de interrupción de la lactancia, es estimar la Dosis Equivalente Efectiva (EDE) en el lactante debida a la incorporación del radiofármaco a través de la leche materna y aceptar reanudarla cuando esta sea menor que 1 mSv. Este valor de 1 mSv es el actualmente aceptado por la publicación N° 60 de la ICRP [2], como límite anual de dosis efectiva para miembros del público.

RECOMENDACIONES

En ausencia de un método aceptado para el cálculo de la dosis al lactante por ingestión de radiofármacos a traves de la leche materna, Mountford [3] presenta la EDE para el lactante por unidad de actividad ingerida.Estos valores resultan de corregir los valores EDE por unidad de incorporación por ingestión para adultos, dados por la publicación 30 de la ICRP [4], teniendo en cuenta la menor masa corporal del niño. Considerando un peso promedio del lactante de 4 Kg, los valores corregidos se muestran en la tabla I.

TABLA I Dosis Equivalente Efectiva (EDE) por unidad de actividad ingerida para un niño de 4 Kg, derivada de los datos de la ICRP para adultos y de acuerdo a la relación de pesos corporales

RADIONUCLEIDO	EDE por unidad de activ.ing .(μSv /MBq)
Tc-99m	0.28
I-123	2.3
I-125	175
I-131	245
Se-75	45
Ga-67	3.4
In-111	5.7
Cr-51	0.6
P-32	36
Tl-201	1.4

Estos valores deben considerarse como una aproximación, dado que no se ha tenido en cuenta la influencia de la edad en los factores f_1 ni en los modelos metabólicos aplicados.

En la tabla II se presentan las recomendaciones para la interrupción de la lactancia basadas en la aplicación del criterio de que la EDE en el lactante no supere 1mSv .

TABLA II Recomendaciones para la interrumpción de la lactancia luego de la administración de radiofármacos a la madre *

CATEGORIAS	Tiempo(hs)
A	**Interrupción no esencial**
	Tc-99m DTPA
	Tc-99m DMSA
	Tc-99m glucoheptonato
	Tc-99m MDP
	Tc-99m HDP
	Tc-99m HMDP
	In-111 leucocitos
	Cr-51 EDTA
B	**Interrupción por un período definido**
	Tc-99m MAA (9 hs)**
C	**Interrupción con mediciones**
	Tc-99m pertecnectato (36hs)
	Tc-99m eritrocitos (13hs)
	Tc-99m EDTA
	Tc-99m plasmina
	I-123 ioduro (5hs)
	I-123 OIH (8hs)
	I-125 OIH (18hs)
	I-131 OIH (30hs)
	Tl-201 cloruro
D	**Cesar la lactancia**
	I-125 OIH
	I-125 HSA
	I-131 ioduro
	Se-75 selenometionina
	Ga-67 citrato

*Entre paréntesis se indica el tiempo mínimo necesario que debe transcurrir desde la administración del radiofármaco a la madre hasta que puede retomar la lactancia para reducir la EDE en el niño debajo de 1mSv.

**Para 80 MBq de actividad administrada

Las categorías se interpretan de la siguiente manera:

A Interrupción no esencial : En este caso no es necesario interrumpir debido a que la concentración de. actividad secretada es muy baja. En la práctica se le aconseja a la madre una interrupción muy corta de 4 hs., luego extraerá la leche acumulada en las mamas y ladescartará

B Interrupción por un período definido : La interrupción está acotada en el tiempo, tal como refiere la tabla II. En ese lapso la leche se extraerá de acuerdo a los tiempos habituales de amamantamiento y se descartará.

C Interrupción con mediciones : Debido a que para estos compuestos los datos de concentración de actividad en leche son muy dispersos, las madres serán informadas de que deberán interrumpir la lactancia por un tiempo estimado conforme a la tabla II. El lapso real de la interrupción será fijado de acuerdo a los resultados de las mediciones de la leche extraída en los tiempos habituales, cuando los cálculos indiquen que el reinicio de la lactancia asegure que la EDE en el niño sea inferior a 1 mSv.

D Cesación : El período apropiado de interrupción es demasiado largo, entonces se aconsejará a la madre suspender definitivamente la lactancia. Sólo en los casos en que la paciente insista en retomar la lactancia se procederá a realizar el seguimiento con mediciones como para la categoría **C**.

METODO DE CALCULO PARA ESTIMAR EL PERIODO DE INTERRUPCION DE LA LACTANCIA

De acuerdo al estudio realizado por Rommey y colaboradores, se puede estimar el período de supresión de la lactancia a través de la siguiente fórmula [6]:

$$D^* = \frac{Q}{\lambda} D = C \; V \; T_{1/2} \; 1.44 \; D$$

Donde:

D* : dosis integrada en la tiroides del niño si se reanuda la lactancia cuando la concentración en la leche materna alcanza un dado valor C.
C : concentración del radionucleído en la leche materna.
V : volumen de leche ingerida.
$T_{1/2}$: período de decaímiento efectivo del radionucleído en la leche materna.
D : dosis integrada en la tiroides del lactante por unidad de actividad ingerida en la leche materna.

Este método permite estimar para cada caso en particular, la concentración de radiofármaco en la leche aceptada para retomar la lactancia sin exceder la EDE de 1 mSv en el niño. Reemplazando D* por el límite de dosis aceptado para el niño y despejando C, se obtiene el valor de concentración de actividad en la leche buscado.

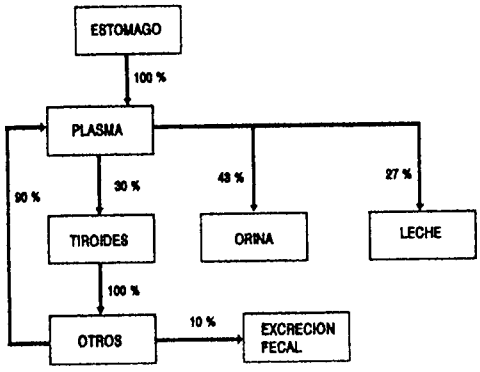
APLICACION DE UN MODELO COMPARTIMENTAL

Un método alternativo para estimar la concentración de actividad en leche es plantear un modelo compartimental que describa el metabolismo del radiofármaco incorporado por la madre. La resolución del mismo dará la concentración de actividad en leche a distintos tiempos posteriores a la administración del compuesto.

Se propuso un modelo para el caso particular del Iodo basado en el dado por la publicación 54 de la ICRP [6], al que se le ha agregado otro compartimiento que representa la leche.

La Fig 1 muestra el modelo compartimental considerado para el análisis, con los porcentajes de transferencia asignados.

Fig. 1



La resolución de las ecuaciones que resultan del modelo propuesto, permite calcular para distintos tiempos, la actividad presente en la leche materna por unidad de actividad incorporada por la madre.

La siguiente ecuación da la variación en el tiempo de la actividad presente en el compartimiento de interés (la actividad de la leche), para I-131:

$$Q_{LECHE}(t) = 0.3699\, e^{-0.0862\, t} + 7.73\, e^{-0.146\, t} + 0.034\, e^{-24.8\, t} - 0.1076\, e^{-0.090\, t} - 0.30\, e^{-2.858\, t}$$

CONCLUSIONES

El próposito del trabajo es establecer una metodología de base para la evaluación del riesgo radiológico potencial del lactante.

Se analiza la posibilidad de validar experimentalmente el modelo propuesto a partir de coordinar con servicios de medicina nuclear el seguimiento con mediciones de la leche de las pacientes.

REFERENCIAS

[1] MOUNTFORD, P.J. and COAKLEY,A.J.,Guidelines for breast feeding following maternal radiopharmaceutical administration, Nucl. Med. Commun.7:399-401(1986)

[2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "1990 Recomendations of the International Commission on Radiological Protection" Annals of the ICRP (1991) (ICRP 60)

Complejos minero-fabriles de uranio de la República Argentina: monitoraje radiológico ambiental (1980-1994)

Bombén, A.M; Gómez, J.C. y Oliveira, A.A.

Presentado en el III Congreso Regional sobre Seguridad Radiológica Nuclear,
Cuzco, Perú, 23 al 27 de octubre, 1995

COMPLEJOS MINERO-FABRILES DE URANIO DE LA REPÚBLICA ARGENTINA: MONITORAJE RADIOLÓGICO AMBIENTAL (1980-1994)

Bombén, A.M; Gómez, J.C. y Oliveira, A.A.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

Un monitoraje radiológico ambiental se lleva a cabo rutinariamente en los alrededores de los complejos minero-fabriles de uranio de la República Argentina. El propósito es evaluar una probable contaminación ambiental debida a los residuos provenientes de los procesos y las colas de la minería tanto en los complejos en operación como para aquellos complejos que han dejado de ser explotados.

Las concentraciones de uranio natural y de ^{226}Ra disueltos son medidas en muestras de aguas superficiales recolectadas de los ríos que pasan por las cercanías de las instalaciones, siguiendo un plan de monitoraje diseñado especialmente para cada instalación.

En el presente trabajo se muestran los resultados obtenidos durante el período 1980-1994. Del análisis de los datos surge que no hay diferencia estadísticamente significativa entre las concentraciones de los radionucleidos de interés en las muestras recolectadas antes y después de los puntos de descarga de las instalaciones y que no hay exposición significativa para la población que habita en las cercanías de los complejos minero-fabriles de uranio debido a la operación o a los residuos de los mismos.

INTRODUCCIÓN

En los complejos se lleva a cabo la explotación minera de los yacimientos y el tratamiento de los minerales, obteniéndose concentrado de uranio ("yellow cake") como producto final. La explotación minera se realiza en la actualidad a cielo abierto y el método adoptado responde a la extracción del mineral conteniendo uranio y de la roca estéril que lo recubre mediante perforación y arranque por voladura. El mineral luego de ser clasificado de acuerdo a su contenido de uranio es molido hasta obtener un tamaño adecuado para una óptima lixiviación. Teniendo en cuenta las características físicas y químicas del mineral se procede a la extracción del uranio mediante un ataque químico con una solución de H_2SO_4 en las pilas de lixiviación. La recuperación del uranio del lixiviado se lleva a cabo mediante resinas de intercambio iónico y precipitación con amoníaco.

Como resultado de estos procesos se obtienen dos tipos de residuos, los líquidos provenientes de las plantas que previa neutralización son bombeados a diques de evaporación y las colas de la minería, residuos sólidos que resultan de las pilas de lixiviación agotadas que permanecen en el lugar o son depositadas a cierta distancia de los complejos fabriles.

Con el propósito de evaluar la posibilidad de una contaminación ambiental debido a estos residuos es que se lleva a cabo un monitoraje radiológico ambiental que incluye la determinación de la concentración de uranio natural y de ^{226}Ra en muestras recolectadas aguas arriba y aguas abajo de los puntos de descarga de los complejos, como así también mediciones de la tasa de emanación de ^{222}Rn en las colas de la minería del uranio.

MATERIALES Y MÉTODOS

Los complejos minero-fabriles incluidos en el programa de monitoraje radiológico ambiental son los siguientes: Don Otto (Salta), Los Adobes (Chubut), San Rafael y Malargüe (Mendoza), Los Gigantes (Córdoba), La Estela (San Luis) y Los Colorados (La Rioja). En la fig. 1 se muestra su ubicación geográfica y se indica el tipo de explotación del yacimiento. La industria del uranio comenzó su desarrollo en la Argentina en la década del '50 y aún permanecen en operación los complejos de San Rafael y Los Colorados.



Figura 1: Complejos minero-fabriles de uranio incluidos en el programa de monitoraje radiológico ambiental

Las muestras de aguas superficiales son recolectadas de los ríos que pasan por las cercanías de las instalaciones y también de los cursos de agua en los cuales éstos desembocan, siguiendo un plan de monitoraje diseñado especialmente para cada instalación [1]. La localización de los puntos de muestreo permite la comparación de la concentración de uranio natural y de ^{226}Ra en muestras recolectadas aguas arriba y aguas abajo de las instalaciones, posibilitando la estimación de una eventual contaminación de las aguas.

La concentración de uranio natural disuelto es determinada por fluorometría directa o luego de una coprecipitación con fosfato de calcio para mejorar el límite de detección .

La evaluación de la actividad de ^{226}Ra disuelto se llevó a cabo, hasta 1988, por emanación de radón en celdas de Lucas (técnica de Rushing) [2] y luego de esa fecha, por medición de la actividad alfa total con ZnS (Ag) luego de una coprecipitación con $BaSO_4$ y sólo aquellas muestras en las cuales la actividad alfa total excedía 70 $mBq.l^{-1}$ eran seleccionadas para el análisis de ^{226}Ra. En la actualidad la determinación consiste en la coprecipitación del ^{226}Ra con $BaSO_4$, la disolución del precipitado mediante una solución alcalina de Na_2.EDTA y la emanación del ^{222}Rn en un medio toluénico. La medición del ^{222}Rn y sus hijas se lleva a cabo por centelleo líquido en un vial sellado, luego de alcanzado el equilibrio $^{226}Ra/^{222}Rn$, previa separación de la fase orgánica para evitar una probable contaminación en la medición debida a la fase acuosa.

La tasa de emanación de ^{222}Rn en las colas de la minería fue determinada por la técnica de Countess .

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

En la fig. 2 y 3 se muestran los rangos de valores de actividad de ^{226}Ra y los máximos valores de concentración de uranio natural medidos en las muestras de aguas superficiales recolectadas del arroyo El Tigre y del río Diamante, en los puntos de muestreo correspondientes a las cercanías del complejo minero-fabril San Rafael [1].

Para el período 1980-1994, las actividades medias de ^{226}Ra disuelto medidas tanto en las muestras recolectadas hasta 10 Km. aguas arriba como aquellas recolectadas hasta 50 Km. aguas abajo del complejo minero-fabril resultaron del orden de 4 $mBq.L^{-1}$ con un rango de valores de 0,7-19 $mBq.L^{-1}$ y 0,7-13 $mBq.L^{-1}$, respectivamente. En el mismo período de tiempo, la concentración media de uranio natural medida fue de 0,02 $mg.L^{-1}$, tanto para las muestras recolectadas aguas arriba como las provenientes del muestreo aguas abajo de la instalación, con un rango de 0,0009-0,1 $mg.L^{-1}$ y 0,0009-0,3 $mg.L^{-1}$, respectivamente.

En la fig. 4 y 5 se presentan los rangos de actividades de ^{226}Ra y los valores máximos de concentración de uranio natural medidos en las muestras recolectadas aguas abajo, provenientes del resto de los complejos minero-fabriles incluidos en el programa de monitoraje radiológico ambiental, para el último período monitoreado, comparados con los límites derivados para agua potable aceptados en la República Argentina (200 $mBq.L^{-1}$ para ^{226}Ra y 1,5 $mg.L^{-1}$ para uranio natural).

Para el caso particular del complejo Los Colorados, que comenzó a operar en 1993 y que está situado en una zona muy árida, sin cursos de agua cercanos a la instalación, las tomas de muestras fuera del perímetro se llevaron a cabo en el río Musta donde se midieron valores de uranio natural de 0,0029 $mg.L^{-1}$ y < 25 $mBq.L^{-1}$ de ^{226}Ra.

Para cada instalación y para cada año se comparó la máxima concentración de uranio natural hallada y el rango de actividad de ^{226}Ra en las muestras recolectadas antes y después de los puntos de descarga de las instalaciones. Del análisis de los resultados surge que no hay diferencia estadísticamente significativa entre las concentraciones de los radionucleidos de interés en las muestras recolectadas aguas arriba respecto de los valores medidos aguas abajo.

Se observó una gran variabilidad en la concentración de los radionucleidos analizados, siendo ésta atribuible fundamentalmente a las características estacionales de los cursos de agua y a los naturalmente muy variables contenidos de uranio y ^{226}Ra de los suelos por donde estos ríos pasan. Todas las concentraciones medidas en agua se hallaron muy por debajo de los valores de referencia aceptados en la República Argentina.

Se llevaron a cabo mediciones de la tasa de emanación de ^{222}Rn en las colas de la minería en San Rafael (1992) y Malargüe (1993), obteniéndose rangos de valores de 9-11 $Bq/m^2.s$ y 10-17 $Bq/m^2.s$, respectivamente.

Se puede concluir que no hay exposición significativa para la población que habita en las cercanías de los complejos minero-fabriles de uranio de la República Argentina debido a la operación o los residuos de los mismos.

REFERENCIAS

[1] CURTI, A.R., BOMBEN, A.M., GOMEZ, J.C., OLIVEIRA, A.A. Environmental radiological monitoring around uranium mining and milling sites in Argentina. IRPA 8. Montreal, Canada, mayo 17-22, (1992), Vol II 1276-1281.

[2] HASL-300, Environmental Measurements Laboratory, 27 th. Edition, (1990)

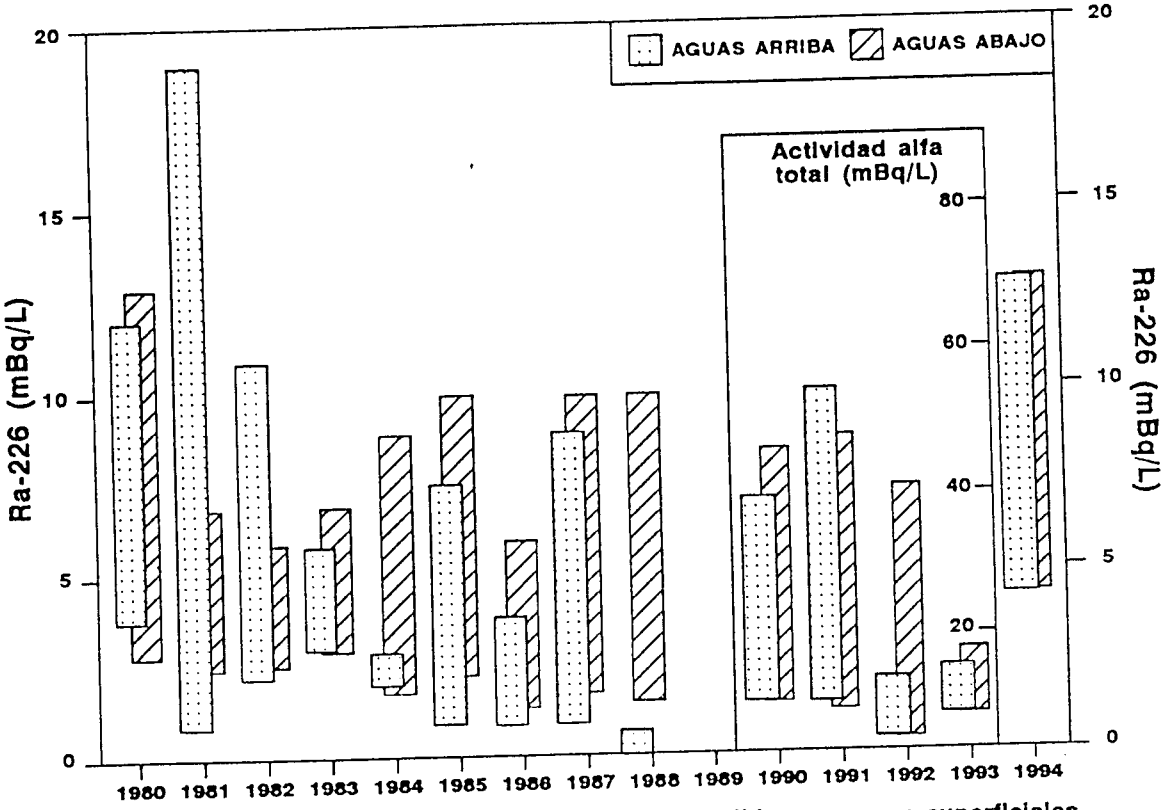


FIGURA 2: Rangos de concentraciones de Ra-226 medidos en aguas superficiales (<10 Km. aguas arriba y <50 Km. aguas abajo desde el punto de descarga) en el complejo minero-fabril San Rafael (Mendoza), 1980 - 1994.

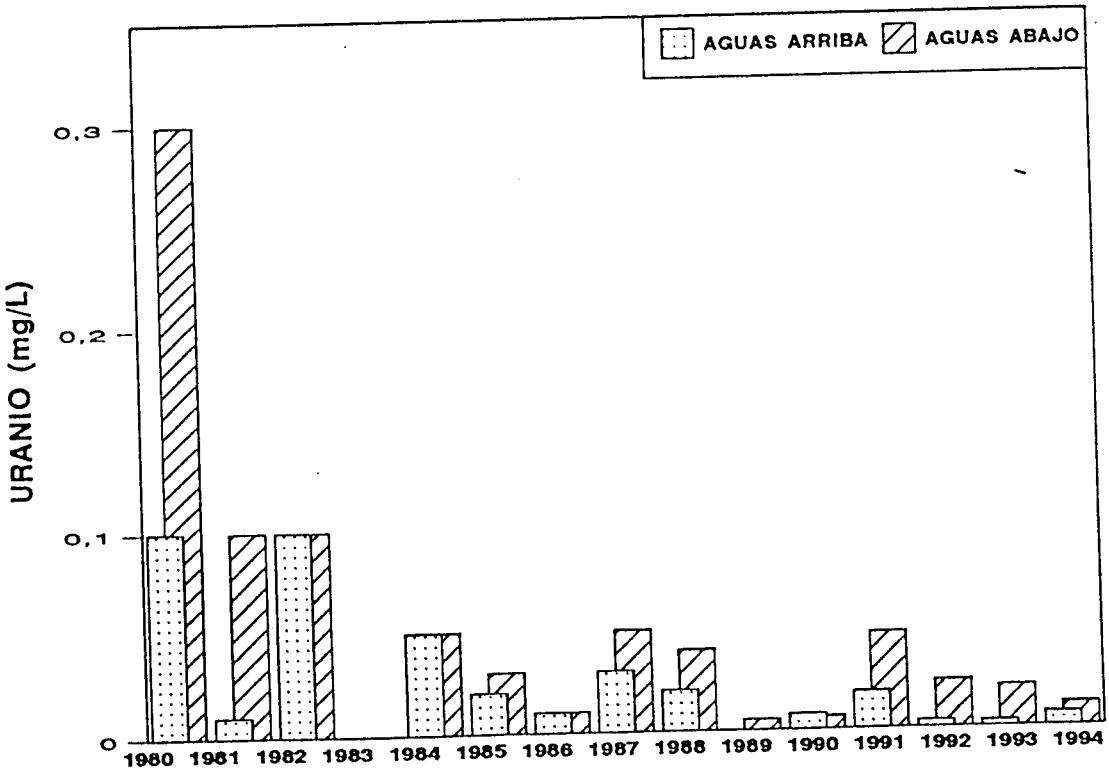


Figura 3: Máximos valores de concentración de uranio natural medidos en aguas superficiales (<10 Km. aguas arriba y <50 Km. aguas abajo desde el punto de descarga) en el complejo minero-fabril San Rafael (Mendoza), 1980-1994.

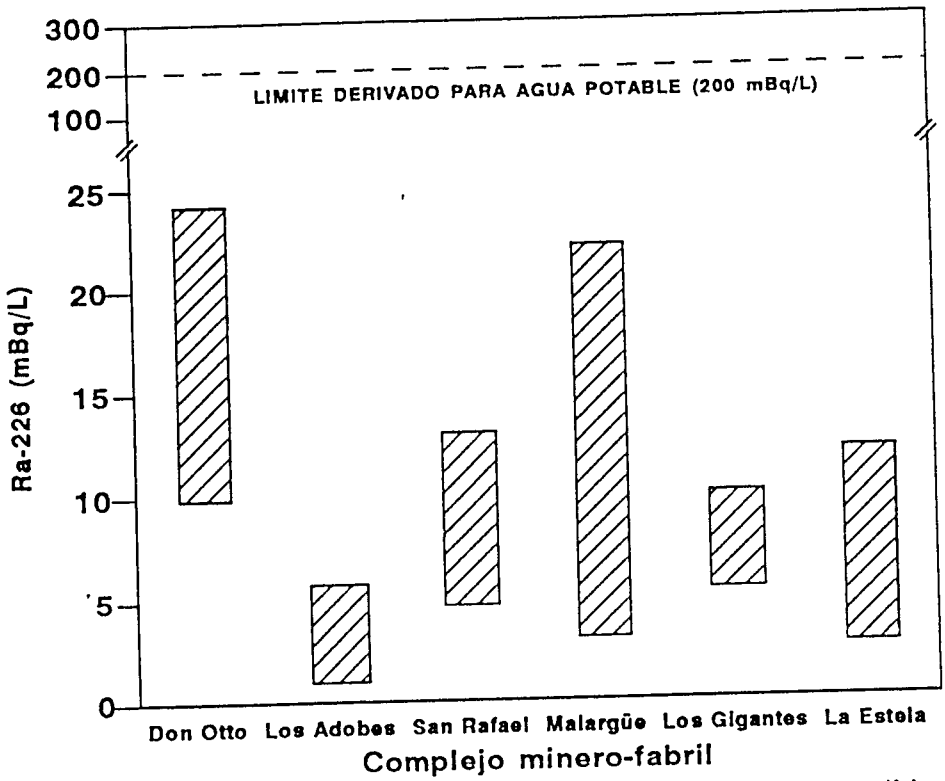


Figura 4: Rango de valores de concentración de Ra-226 medidos en aguas superficiales (<50 km. aguas abajo desde el punto de descarga) para el último año monitoreado.

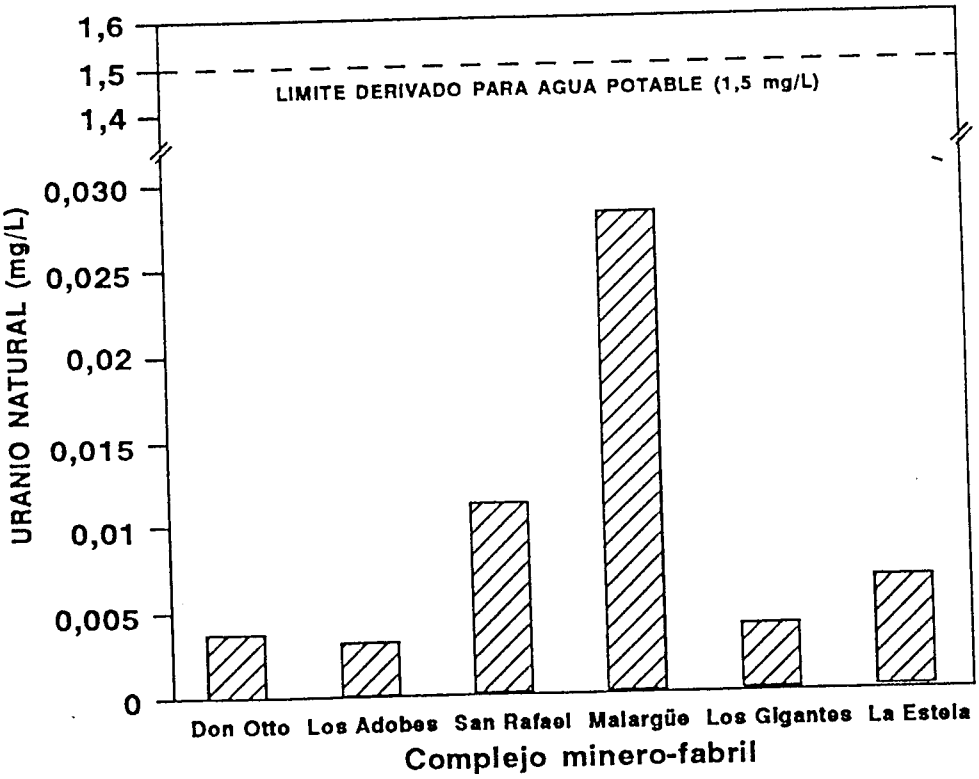


Figura 5: Máximos valores de concentración de uranio natural medidos en aguas superficiales (<50 km. aguas abajo desde el punto de descarga) para el último año monitoreado.

Comparación de los resultados obtenidos con algunos códigos utilizados en el cálculo de blindajes

Cruzate, J.A. y Hernández, D.G.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

COMPARACIÓN DE LOS RESULTADOS OBTENIDOS CON ALGUNOS CÓDIGOS UTILIZADOS EN EL CÁLCULO DE BLINDAJES

Cruzate, J.A. y Hernández, D.G.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

Resumen

El propósito del presente trabajo es la simulación de una serie de problemas publicados, mediante nuestros códigos de cálculo con el objeto de validar tanto a los programas como así también las bibliotecas de secciones eficaces utilizadas. Los problemas elegidos fueron los de la norma ANS-6.6.1 [4], y el trabajo de C.M. Logan y T.T. Komoto [5].

Métodos utilizados

En la presente validación utilizamos los tres códigos siguientes: Mercure 4 1.2.1[1], ANISN 3.0[2] y MCNP 4.2[3].

El Mercure 4 utiliza el método del núcleo puntual, para el calculo de la dosis gama debido a una fuente arbitraria permitiendo geometrías muy generales.

El ANISN, resuelve la ecuación de transporte de Boltzmann para partículas no cargadas mediante el método de ordenadas discretas en una variable, estando disponibles tan solo las geometrías esférica, cilíndrica y plana. En nuestro caso particular lo utilizamos para neutrones y fotones, empleando las secciones eficaces de las bibliotecas DLC23 y VITAMIN-C.

El MCNP es un programa que aplica el método Monte Carlo para simular el transporte de fotones y neutrones, aceptando geometrías muy generales. Las bibliotecas de secciones eficaces que utiliza están basadas en las ENDF/B IV, V y VI.

Problemas desarrollados

El primer problema estudiado fue la penetración de neutrones de 14 MeV en diversos materiales [1]. El problema consiste en una fuente de neutrones monoenergéticos de 14 MeV, dentro de una esfera de radio **r** centrada en la fuente. Se procede a calcular el espectro emergente de la esfera a una distancia dada de la fuente ,para varias penetraciones, y en base a esos datos se determina el coeficiente de absorción másico del material constitutivo de la esfera. Se calculan dos flujos diferentes : el debido neutrones de menos de 2 MeV de energía (N_1) y el debido al total de los neutrones emergentes (N_t). Para resolver este problema se utilizó el código ANISN con la biblioteca de secciones eficaces DLC23.

El siguiente grupo de problemas tratado es el correspondiente a la norma ANS-6.6.1. Específicamente se simularon los problemas I.1, I.2, II.1 y II.2, donde se calculan las dosis gama a distintas distancias de la fuente.

El problema I.1 es una fuente puntual gama (N^{16}) de intensidad 1 /s inmersa en aire, mientras que el I.2 es igual salvo por el agregado de un recinto de concreto rodeando a la fuente.

El problema II.1 se refiere a un cilindro de agua con una fuente gama de 0.80 MeV distribuida uniformemente en el mismo (37.5 γ/cm^3 s, con todo el conjunto inmerso en aire, mientras que el II.2 es idéntico excepto por el agregado de una pared concéntrica de concreto.

Para los cálculos se utilizaron los programas Mercure, ANISN y MCNP, intercomparándose los resultados obtenidos por cada uno de ellos.

Resultados

En el problema de la penetración de neutrones se utilizaron como materiales constituyentes de la esfera: Fe, Pb, concreto, H_2O y Li^6. Con respecto a la composición del concreto, utilizamos el citado en las referencia [2], con una densidad de 2.35 g/cm^3, como puede verse en la TABLA 1.

TABLA 1 Composición del concreto.

Componente	Porcentaje Atómico
O	55.7
H	15.1
Si	14.9
Ca	3.6
Al	3.2
C	3.1
Mg	1.8
Na	1.3

Para cada material se obtuvieron los flujos correspondientes y se determinó, en cada caso, la recta de correlación

$$\ln N = \ln A - b\, r \qquad (1)$$

donde $N = N_1$ o N_t , A y b son constantes. De la (1) se deduce

$$N = A\, e^{-br} \qquad (2)$$

de donde resulta evidente que b=Σ (sección eficaz total de absorción), y por lo tanto $\Sigma/\rho = b/\rho$, donde ρ es la densidad del material. En todos los casos los coeficientes de correlación de las rectas obtenidas fueron superiores a 0.99, con lo cual la correlación resulta buena. A continuación detallamos los resultados obtenidos, contrastándolos con los valores medidos experimentalmente

TABLA 2: Penetración de neutrones de 14 MeV. Comparación de valores experimentales y calculados.

	ANISN (DLC23)		Medición Experimental	
Material	Σ_1/ρ	Σ_t/ρ	Σ_1/ρ	Σ_t/ρ
	(cm^2/g)	(cm^2/g)	(cm^2/g)	(cm^2/g)
Fe	0.01550	0.01140	0.01530	0.00990
Pb	0.00770	0.00345	0.00810	0.00670
Concreto	0.03120	0.02070	0.03040	0.01930
H_2O	0.06520	0.04020	0.06270	0.05210
Li^6	0.08390	0.04300	0.06110	0.04760

En el caso de los problemas de la norma ANS, en donde existe un blindaje de concreto, la contribución principal a la dosis se debe a la dispersión en la atmósfera (skyshine), razón por la cual los cálculos fueron realizados con el programa MCNP. Esto último se debe a que el Mercure, debido a su método de cálculo, no permite el cálculo del skyshine; por otro lado el ANISN, debido a las geometrías disponibles tampoco permite el cálculo del mismo. En el caso de ausencia de concreto dicha dispersión es despreciable, razón por la cual los resultados del resto de los programas son confiables. En todos los casos se procedió a intercomparar los resultados obtenidos con Mercure y ANISN. En el caso del ANISN, debemos aclarar que la geometría disponible es un cilindro de altura infinita, por lo cual es de esperar que se obtengan resultados inexactos. Es posible realizar una corrección a geometría finita mediante la llamada corrección de buckling, pero aún así los resultados pueden no ser correctos, ya que dicha corrección es solo aproximada. Esto último se ve claro en los resultados del problema II.2.

En la norma ANSI se presentan los resultados dados por varios programas conocidos, por lo tanto, en este trabajo, adoptamos el criterio de comparar nuestros resultados con la banda de resultados dados por la norma.

En las tablas siguientes se presentan los resultados obtenidos en cada caso.

TABLA 3: Problema I.1, norma ANS 6.6.1.		
DISTANCIA (m)	Norma ANS 6.6.1	Resultados Mercure
60.96	$1.00\ 10^{-10}$	$1.04\ 10^{-10}$
152.40	$1.20\text{-}2.00\ 10^{-11}$	$1.51\ 10^{-11}$
304.80	$2.00\text{-}3.00\ 10^{-12}$	$2.83\ 10^{-12}$
457.20	$7.00\text{-}9.00\ 10^{-13}$	$9.04\ 10^{-13}$
609.60	$2.20\text{-}3.30\ 10^{-13}$	$3.64\ 10^{-13}$
914.40	$5.00\text{-}8.00\ 10^{-14}$	$7.75\ 10^{-14}$
1219.20	$1.20\text{-}2.00\ 10^{-14}$	$2.06\ 10^{-14}$
1524.00	$4.00\text{-}6.00\ 10^{-15}$	$6.02\ 10^{-15}$

TABLA 4: Problema I.2, norma ANS 6.6.1 (dosis en rem/año).			
DISTANCIA(m)	ANS 6.6.1	MCNP	Mercure
60.96	$0.90\text{-}2.00\ 10^{-12}$	$8.07\ 10^{-13}$	$1.70\ 10^{-13}$
152.40	$5.00\text{-}8.00\ 10^{-13}$	$3.53\ 10^{-13}$	$2.84\ 10^{-14}$
304.80	$1.80\text{-}2.80\ 10^{-13}$	$1.11\ 10^{-13}$	$4.85\ 10^{-15}$
457.20	$0.80\text{-}1.20\ 10^{-13}$	$4.01\ 10^{-14}$	$1.42\ 10^{-15}$
609.60	$3.20\text{-}5.20\ 10^{-14}$	$1.68\ 10^{-14}$	$5.28\ 10^{-16}$
914.40	$0.80\text{-}1.40\ 10^{-14}$	$3.17\ 10^{-15}$	$1.01\ 10^{-16}$
1219.20	$2.20\text{-}5.00\ 10^{-15}$	$7.45\ 10^{-16}$	$2.40\ 10^{-17}$
1524.00	$0.70\text{-}1.80\ 10^{-15}$	$2.00\ 10^{-16}$	$6.51\ 10^{-18}$

TABLA 5: Problema II.1, norma ANS 6.6.1 (dosis en rem/año).				
DISTANCIA (m)	ANS 6.6.1	MCNP	Mercure	ANISN
3.048	2-3	1.95	2.69	3.07
15.240	$1.4\text{-}2\ 10^{-1}$	$1.47\ 10^{-1}$	$2.06\ 10^{-1}$	$4.20\ 10^{-1}$
30.480	$3.4\text{-}6\ 10^{-2}$	$3.60\ 10^{-2}$	$5.22\ 10^{-2}$	$1.42\ 10^{-1}$
60.960	$7.5\text{-}12\ 10^{-3}$	$7.03\ 10^{-3}$	$1.15\ 10^{-2}$	$3.35\ 10^{-2}$
91.440	$3\text{-}4.2\ 10^{-3}$	$2.28\ 10^{-3}$	$4.63\ 10^{-3}$	$1.00\ 10^{-2}$
121.92	$1.2\text{-}2\ 10^{-3}$	$9.37\ 10^{-4}$	$2.26\ 10^{-3}$	$3.97\ 10^{-3}$
152.400	$5.2\text{-}10\ 10^{-4}$	$4.48\ 10^{-4}$	$1.22\ 10^{-3}$	$1.55\ 10^{-3}$
160.020	$5\ 10^{-4}$	$3.78\ 10^{-4}$	$1.05\ 10^{-3}$	$1.22\ 10^{-3}$

TABLA 6: Problema II.2, norma ANS 6.6.1 (dosis en rem/año).				
DISTANCIA (m)	ANS 6.6.1	MCNP	Mercure	ANISN
3.048	$6\ 10^{-4}$	$2.41\ 10^{-3}$	$2.67\ 10^{-4}$	$1.04\ 10^{-4}$
15.240	$3\text{-}5.5\ 10^{-4}$	$1.58\ 10^{-3}$	$2.90\ 10^{-5}$	$1.39\ 10^{-5}$
30.480	$2\text{-}3.2\ 10^{-4}$	$8.93\ 10^{-4}$	$1.00\ 10^{-5}$	$4.65\ 10^{-6}$
60.960	$1\text{-}1.5\ 10^{-4}$	$3.85\ 10^{-4}$	$2.42\ 10^{-6}$	$1.04\ 10^{-6}$
91.440	$7\text{-}10\ 10^{-5}$	$2.08\ 10^{-4}$	$9.19\ 10^{-7}$	$3.15\ 10^{-7}$
121.92	$4\text{-}6.6\ 10^{-5}$	$1.21\ 10^{-4}$	$4.29\ 10^{-7}$	$1.09\ 10^{-7}$
152.400	$2.4\text{-}4\ 10^{-5}$	$7.24\ 10^{-5}$	$2.21\ 10^{-7}$	$4.00\ 10^{-8}$
160.020	$3.4\ 10^{-5}$	$5.96\ 10^{-5}$	$1.89\ 10^{-7}$	$3.07\ 10^{-8}$

A modo de ejemplo, a continuación presentamos los gráficos obtenidos en los casos de los problemas II.1 (gráfico 1) y II.2 (gráfico 2).

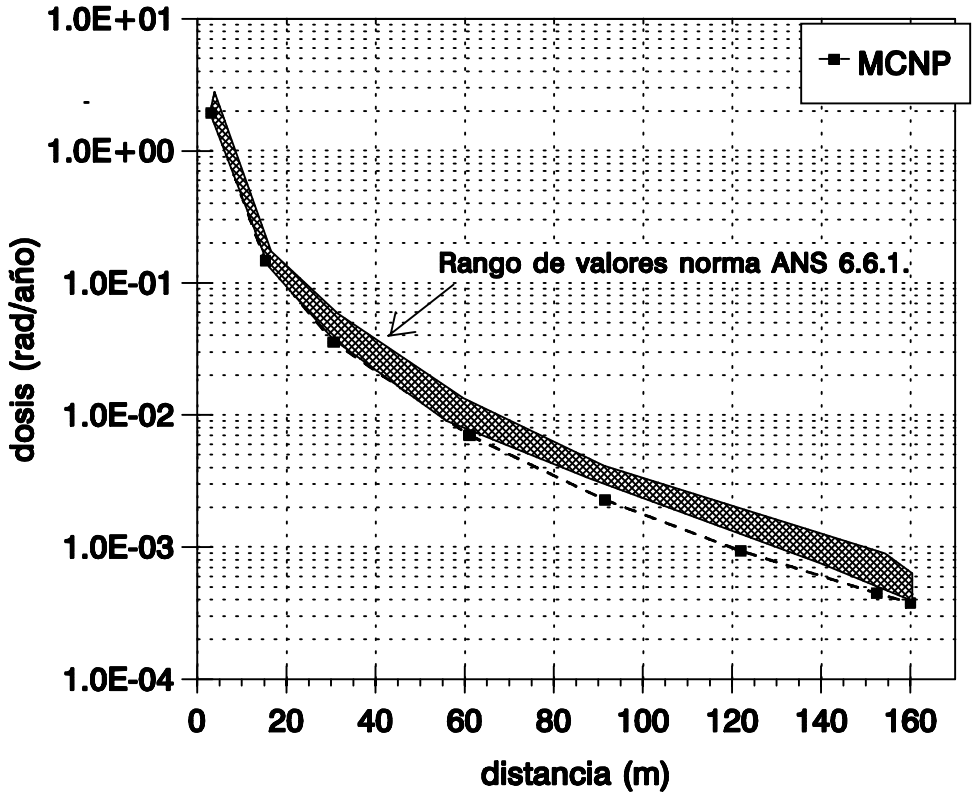


Gráfico 1

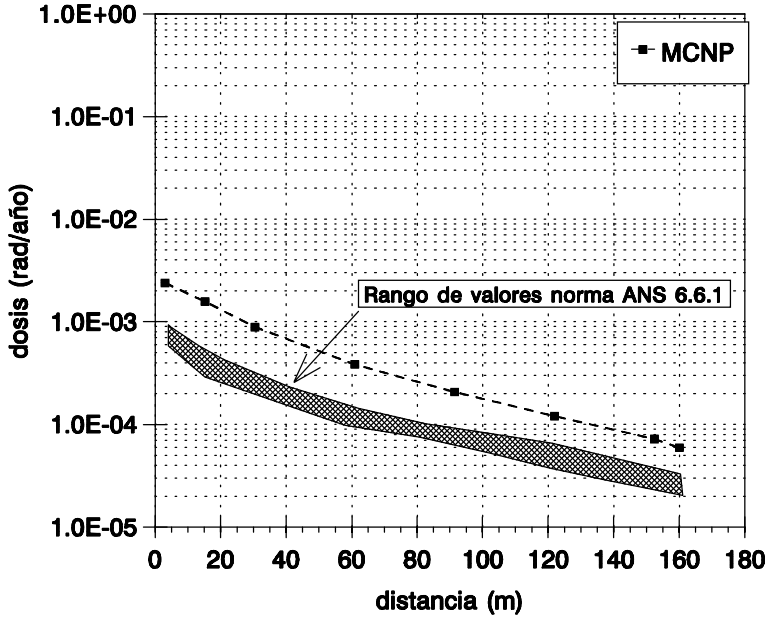


Gráfico 2

Discusión de resultados y conclusiones

En lo que respecta a la penetración de neutrones las diferencias entre los valores calculados y los experimentales oscilan entre un 3 y un 15%, siendo una excepción el Σ_t/ρ del Pb que difiere en un 50% del valor medido.

Se concluye que la correlación entre valores experimentales y calculados es muy buena, lo cual nos dice que el programa ANISN con la DLC23 produce resultados confiables.

En el caso del problema I.1 de la norma ANS, se observa que los resultados obtenidos con el Mercure se encuentran dentro de la banda de la norma.

En lo que respecta al I.2, debemos aclarar que el MCNP lo usamos para calcular solo el skyshine, mientras que el Mercure calcula la dosis sin skyshine, y por lo tanto, la dosis total es la suma de los dos resultados, sin embargo se ve que salvo para las distancias menores el total de la dosis se debe básicamente a skyshine, observándose una subestimación por parte del MCNP.

En el caso del problema II.1 de acuerdo con el gráfico 1 vemos que existe una pequeña subestimación por parte del MCNP, mientras que el Mercure obtiene resultados dentro de la banda de resultados de la norma. En el caso del ANISN vemos que existe una gran sobreestimación, la cual se debe básicamente a lo dicho anteriormente con respecto a la diferencia entre el cilindro infinito del cálculo y el real (finito).

Por último, en el caso del problema II.2 el MCNP sobreestima la dosis, mientras que se siguen notando los mismos efectos geométricos en el ANISN.

Surge como conclusión de estas simulaciones (junto con otras independientes) que el programa más exacto y general es el MCNP, el cual permite la resolución de cualquier geometría con cualquier material y tipo de problema, mientras que tanto el Mercure como el ANISN son confiables dentro de las geometrías y limitaciones propias de los mismos. Se ve en general una buena concordancia entre programas y entre estos y las mediciones experimentales.

Referencias

[1] C. Dupont, J.C. Nimal, Mercure 4. Un programme de Monte Carlo a trois dimensions pour l'integracion de noyaux punctuals d'attenuation en ligne droite. (Juillet 1980) Rapport Sermal | T | Nº 436.

[2] W.W. Eagle Jr, A user's manual for ANISN, K-1693, Oak Ridge National Laboratory, (1967).

[3] MCNP4A Monte Carlo Neutral Particle Transport Code System, ORNL RSIC CCC-200, Radiation Shielding Information Center, Oak Ridge National Laboratory, ,1993.

[4] Norma ANSI/ANS-6.6.1-1979.

[5] Observed penetration of 14 MeV neutrons in various materials, C.M. Logan, T.T. Komoto, UCRL-51663

Temperaturas en un elemento combustible de la CNA I en condiciones de falta de refrigeración por TA en la máquina de carga

Marino, E.J.L. y Rosso, R.D.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

TEMPERATURAS EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE LA CNAI EN CONDICIONES DE FALTA DE REFRIGERACIÓN POR TA EN LA MÁQUINA DE CARGA

Marino, E.J.L. y Rosso, R.D.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

En determinadas situaciones durante la gestión de elementos combustibles se puede tener, durante un cierto tiempo, un elemento combustible quemado en condiciones de falta de refrigeración. Este evento puede ocurrir en la operación de recambio por trabarse el elemento dentro del canal de combustible o bien en el interior de la máquina de recambio. Suponiendo condiciones extremas, puede plantearse la necesidad, estando el reactor detenido y despresurizado, de proceder a la separación de la máquina de carga con un elemento combustible en su interior y en condiciones de indisponibilidad del sistema TA y disponiendo del TF como única alternativa de refrigeración.

Se estudió la evolución de la situación hipotética descripta, desde el punto de vista de la seguridad, en cuanto a la integridad de la vaina del elemento combustible, realizando una estimación del perfil de temperaturas que eventualmente se pueden alcanzar.

En las condiciones supuestas resultan importantes los términos de convección y de radiación para la extracción del calor residual del elemento. Se calcularon ambos términos en diferentes aproximaciones y se determinó el orden de la potencia residual que debe tenerse para garantizar una temperatura inferior al valor límite exigido. La potencia residual determina el tiempo que debe transcurrir desde la detención de la irradiación del elemento en el reactor.

Se obtuvieron temperaturas del orden de los 550 °C a 700 °C en las diferentes posiciones del elemento combustible para valores de potencia del orden de 15 kW.

Para una potencia residual del orden de 20 kW se obtienen, para la barra central del elemento combustible, temperaturas cercanas a los valores límites establecidos como aceptables.

TEMPERATURAS EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE LA CNAI EN CONDICIONES DE FALTA DE REFRIGERACIÓN POR TA EN LA MÁQUINA DE CARGA

E. Marino, R. Rosso

INTRODUCCIÓN

En este trabajo se presentan algunos resultados de cálculos que fueron realizados como consecuencia del evento que ocurrió el 30 de Julio de 1995 en la CNAI.

Este evento se originó durante la operación de recambio en el canal L20, cuando quedó trabado un elemento combustible sin haber alcanzado la posición final dentro del canal, habiendo quedado otro elemento 'quemado' en el interior de la máquina de carga (MC). De esta forma se tenía la MC sin posibilidad de desprenderse del cierre de canal y con el reactor a plena potencia, estando el elemento quemado en refrigeración con el sistema TA y presurizado a la presión del reactor.

El cálculo realizado se fundamentó en la posibilidad cierta que existió en tener la necesidad de llevar el sistema del reactor al estado de 'Medio Caño' y separar la MC en estas condiciones, exponiendo el elemento en el interior de la MC a disipasión directa en el aire, contando solamente con la refrigeración de la carcaza externa, provista por el sistema TF.

En la situación más desfavorable posible que se podía tener, resultaba de interés contar con una cuantificación de los valores de temperatura que alcanzaría el Zircaloy de la vaina de las barras en el elemento combustible.

Se determinó que para tener temperaturas del orden de 550 °C a 700 °C en las diferentes posiciones en el elemento combustible, es necesario alcanzar una potencia residual del orden de los 15 kW. Para valores de

potencia residual del orden de 20 kW se alcanzan temperaturas cercanas a los valores límite establecidos como aceptables.

Como dato complementario resulta importante notar que en esta oportunidad no fue necesario llegar a la situación extrema representada en el cálculo por cuanto se logró extraer hacia la MC el elemento trabado y cerrar la misma, garantizando la refrigeración por TA. Dado que no fue posible cerrar el canal, se debió despresurizar previamente el reactor, llevándolo a 'Medio Caño'.

DESARROLLO

Una vez establecidas las condiciones del sistema en estudio, se fijaron condiciones más conservativas para realizar un cálculo simplificado, con el cual se tuvieron resultados aproximados. De esta forma se pudo acotar el problema entre valores límites, inferiores y superiores, y orientar el cálculo hacia una etapa posterior de mayor exactitud.

En primer lugar se debe tener en cuenta que estimaciones preliminares determinaron que las formas más importantes de extracción del calor residual, en las condiciones mencionadas en el planteo del problema, son:

a) Radiación.
b) Convección.

En base a esto se consideraron primero los casos extremos en los cuales se tiene una única barra central con el calor residual, Q, correspondiente a una barra del elemento combustible, caso (I), y en otro caso una única barra con todo el calor residual del elemento combustible, que correspondería a la situación de tener todo el UO2 concentrado en el centro del elemento combustible, EC, caso (II). Es correcto suponer que el valor de temperatura que alcanzará el sistema real, se encontrará entre estos dos valores.

En una etapa posterior de cálculo se consideró el sistema con la distribución real de las barras en el elemento combustible, figura 1, en el que se puede estimar el perfil o variación radial de la temperatura, caso (III).

Para cada caso se calculó la distribución que se obtiene al considerar ambos términos, radiactivo y convectivo.

En la figura 2 se observa un corte de una barra combustible, en la aproximación considerada no hay gap entre el UO2 y el Zircaloy por cuanto no es importante su consideración en el caso discutido en el presente trabajo. Esto último se explica por tener en operación normal a plena carga una generación de calor mucho mayor en el UO2 y una extracción por D2O a una temperatura del orden de los 300 °C, más eficiente comparada con la situación considerada en este trabajo, dando dando una caída del orden de los 100 °C en el gap. En la situación presente, la temperatura en el interior de la barra tiende a uniformarse. Integrando la ecuación de conducción de calor para esta geometría, referencias [1] y [2], se obtienen las relaciones expresadas en las ecuaciones (1).

En estas ecuaciones, t es la temperatura en cada región de interfase , a y b son los radios del combustible y cladding respectivamente, Q es el calor o potencia residual generado en el UO2, h es el coeficiente de transferencia térmica de la superficie y k es la conductividad térmica en cada una de las regiones consideradas.

(1)

$$t_0 - t_1 = \frac{Q.a^2}{4.k_{UO2}}$$

$$t_1 - t_m = \frac{Q.a^2}{2}\left(\frac{1}{K_c}\ln\left(\frac{b}{a}\right) + \frac{1}{h_b}\right)$$

$$t_2 - t_m = \frac{Q.a^2}{2}\frac{1}{h_b}$$

Para el caso de convección en aire tenemos las siguientes expresiones que permiten estimar el coeficiente de transferencia h [2] [3]:

(2)

$$\frac{h.L}{k_{aire}} = C.R_{\alpha}^{n}$$

$$R_{\alpha} = Cte.(t_2 - t_m)$$

$$Cte = \frac{g.\beta.L^3}{\upsilon.\alpha}$$

En estas ecuaciones, g es la aceleración de la gravedad, L es la longitud de la superficie de disipación, β es el coeficiente de expansión térmica del aire, α es la compresibilidad del aire, υ es la viscosidad cinemática del aire, C y n son constantes ajustadas experimentalmente que para las condiciones del problema se estimaron mediante tablas publicadas como n=0.33 y C=0.10.

Utilizando las ecuaciones en (1) junto con las mostradas en (2) se pueden determinar las temperaturas en cada región de cálculo. Para la expresión que determina la caída de temperatura entre la superficie y el medio refrigerante, en este caso aire, se obtiene:

(3)

$$\Delta t = t_2 - t_m$$

$$\Delta t = \left[\frac{Q.a^2.L}{2.b.C.k_{aire}.Cte^n}\right]^{\frac{1}{n+1}}$$

Con esta expresión se puede seguir el cálculo para determinar las otras temperaturas, t_1 y t_0.

Para el caso del cálculo por radiación se tiene, para la superficie emisora, que:

(4)

$$\Delta t = q.h.A_b$$

$$q = A_{b}.\varepsilon_{1,2}.\sigma.(T_1^4 - T_2^4)$$

$$\varepsilon_{1,2=} = \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1-\varepsilon_2}{\varepsilon_2}.\left(\frac{r_1}{r_2}\right)}$$

En estas ecuaciones, A es el área de la superficie emisora, q es el calor irradiado, ε es la eficiencia de cada superficie y r es el radio en cada caso. La constante σ es la constante de Stefan-Boltzmann. Estas ecuaciones son válidas para la simetría cilíndrica. T es la temperatura absoluta de cada superficie.

El objetivo del cálculo en cada caso es determinar la temperatura alcanzada en la vaina del combustible y en particular cómo varía en función del tiempo desde la finalización de la irradiación en el reactor. Para esto se consideraron diferentes valores de Potencia residual que obviamente equivalen al tiempo transcurrido.

Para el cálculo más completo, considerando la disposición real de las barras en el elemento combustible, se utilizó la ecuación (4) para cuatro superficies o anillos concéntricos desde la posición central. Para cada superficie se considera que recibe el calor desde la inmediata interior y lo irradia hacia la inmediata exterior.

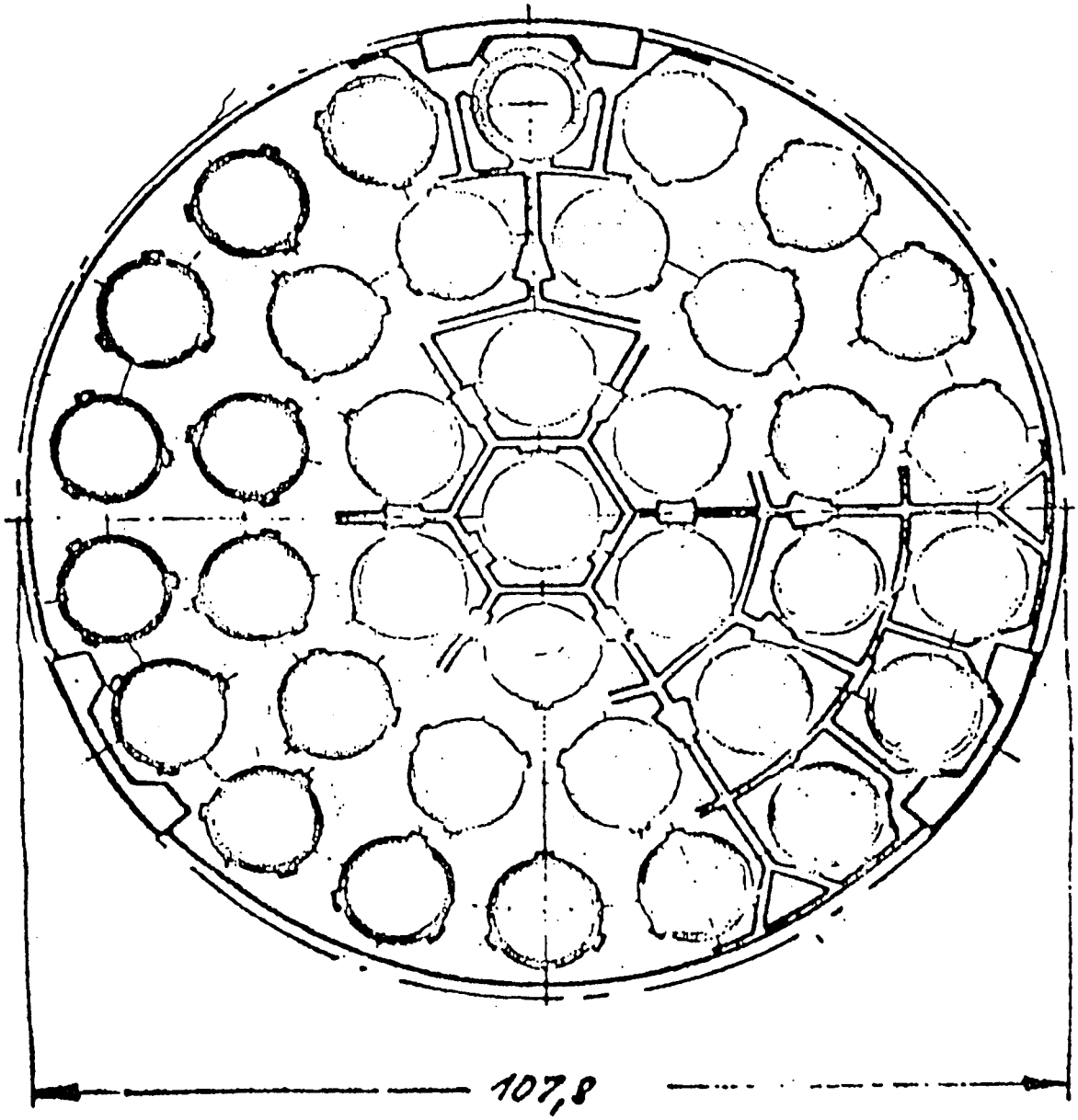


Fig. 1: Sección transversal de un elemento combustible de la CNA1.

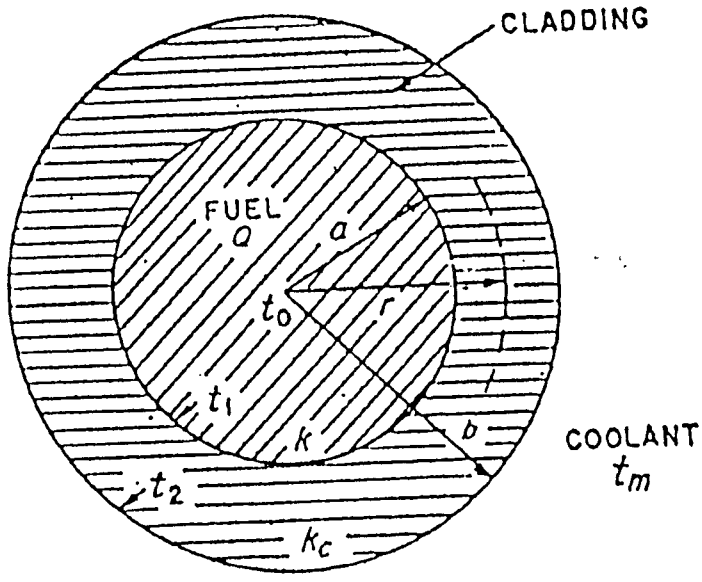


Fig. 2: Sección transversal de una barra de elemento combustible.

RESULTADOS

Con las expresiones detalladas anteriormente se realizó el cálculo para determinar las temperaturas que se obtendrían en cada situación. Para una potencia residual de 20 kW se obtuvieron los siguientes resultados:

Para el caso de una única barra, caso (I), de elemento combustible se obtiene una temperatura de vaina de 482 °C en el cálculo por convección y 567 °C en el cálculo por radiación.

Para el caso (II) mencionado anteriormente, se obtuvieron las temperaturas de 1400 °C y 1040 °C considerando pérdidas por convección natural y radiación respectivamente. Se debe tener en cuenta que la temperatura real estará entre estos dos valores en cada caso y que en la situación real los dos términos actúan en forma simultánea, resultando este cálculo una representación conservativa del problema.

Para el caso (III) considerado, es decir la distribución concéntrica de superficies cilíndricas, se obtuvieron diferente valores en función de la posición radial y se analizó la dependencia del cálculo respecto a las eficiencias y a la potencia residual consideradas.

Los resultados se pueden sintetizar como sigue:

Para 20 kW de potencia residual y considerando eficiencias entre ε=0.1 y ε=0.5, que resultan apropiadas según datos bibliográficos disponibles, se obtienen los siguientes valores de temperatura de vaina:

posición	*radio(m)*	$\varepsilon = 0.5$	$\varepsilon = 0.1$
r_1	$5.4x10^{-3}$	$775.9°C$	$1289.9°C$
r_2	$1.55x10^{-2}$	$751.4°C$	$1253.3°C$
r_3	$3.03x10^{-2}$	$683.2°C$	$1150.2°C$
r_4	$4.72x10^{-2}$	$553.9°C$	$953.3°C$

Los radios indicados como ri corresponden a las superficies cilíndricas y concéntricas consideradas. Se debe tener en cuenta que dada la dificultad en especificar correctamente la eficiencia de cada superficie es correcto tomar como resultado el valor más conservativo correspondiente a ε=0.1.

Para 15 kW de potencia residual y considerando una eficiencia de 0.1 se obtuvieron los siguientes valores:

posición	*radio(m)*	$\varepsilon = 0.1$
r_1	$5.4x10^{-3}$	$710.8°C$
r_2	$1.55x10^{-2}$	$680.6°C$
r_3	$3.03x10^{-2}$	$610.7°C$
r_4	$4.72x10^{-2}$	$520.4°C$

Para el caso del cálculo de disipación por convección natural para todo el conjunto de barras, se obtuvieron temperaturas del orden de los 600 °C a 700 °C para la temperatura de vaina.

En todos los casos se consideró una temperatura de 100 °C para la superficie fría determinada por la pared interna de la máquina de recambio y que se supone refrigerada por el sistema TF, siendo del orden de 85 °C la temperatura lograda con este sistema. Para las propiedades del aire se consideró esta temperatura como la existente en el recinto donde se encuentra el elemento combustible.

CONCLUSIÓN

Como conclusión general se puede establecer que, dentro de los límites y aproximaciones del presente cálculo, para una potencia residual de 15 kW en el elemento combustible se llega a temperaturas del orden de los 550 °C a 700 °C en las diferentes posiciones del elemento combustible, que corresponden a valores por debajo del límite establecido como aceptable para la temperatura del Zircaloy.

Para una potencia residual de 20 kW se obtienen para la posiciones central del elemento combustible, temperaturas cercanas a los valores límite establecidos.

Los cálculos realizados corresponden a diferentes suposiciones conservativas y las aproximaciones más cercanas a la realidad, caso III, resultan coherentes con los valores alcanzados con los cálculos aproximados descriptos inicialmente en los otros dos casos considerados.

Finalmente, se puede afirmar que según estimaciones de la potencia de decaimiento 'after shutdown' y luego de un período prolongado de funcionamiento o 'quemado', se tendrá una potencia por elemento combustible inferior a 15 kW luego de transcurrido un tiempo mayor a una semana. [4] [5] [6] [7].

REFERENCIAS

[1] Glasstone S., Nuclear Reactor Engineering, VNR-Van Nostrand Reinhold Company (1981).

[2] Rohsenow W., Heat Transfer Fundamentals, Mc Graw - Hill Book Company (1985).

[3] Incropera Frank P., Fundamentals of Heat an Mass Transfer, John Wiley and Sons Inc.(1990).

[4] American Nuclear Society. ANS-5.1/N18.6.

[5] Shure K. and Dudziak D.J., Trans. Am. Nucl. Soc., 4, 30 (1961).

[6] Shure K., Fission Product Energy, U.S. AEC Report WAPD-BT-24, 1961.

[7] Bjerke M.A., Nuclear Safety, 18, 596 (1977).

Modelo dinámico de acoplamiento de un sistema de generadores de vapor

Marino, E.J.L.

Presentado en el 5º Congreso Argentino de Radioprotección,
Santa Fe, Argentina, 6 al 8 de setiembre, 1995

MODELO DINÁMICO DE ACOPLAMIENTO DE UN SISTEMA DE GENERADORES DE VAPOR

Marino, E.J.L

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se presenta un modelo de cálculo utilizado en el desarrollo de un código de simulación computacional para un sistema de dos generadores de vapor con las características de los utilizados en el diseño de los reactores del tipo PWR. El modelo se aplicó al desarrollo del código SIMATU con las características del sistema en el reactor de la central nuclear Atucha, CNA 1, y se presentan algunos resultados obtenidos con este código de cálculo. El código permite simular el comportamiento del sistema primario - secundario, acoplado a través del sistema de tubos en los generadores de vapor, permitiendo variar los diferentes parámetros y características de diseño de cada una de las ramas en forma independiente, siendo una herramienta de cálculo útil para analizar la influencia de estas variaciones en el comportamiento termohidráulico del sistema. La aplicación del código desarrollado a la CNA-1, reproduce los valores que caracterizan el estado estacionario de la planta, tales como presión, temperatura y caudal de vapor en el sistema secundario de cada uno de los generadores de vapor, flujo de calor o potencia transferida entre el sistema primario y secundario, y temperaturas de salida y caída de presión en ambas ramas de primario.

El modelo tiene en cuenta el balance real de caudales entre la alimentación de secundario y recirculación entre este y el downcomer dentro de los generadores de vapor. Se considera el flujo de calor entre la pared del downcomer y el secundario. El sistema considerado en el cálculo incluye el acoplamiento entre las ramas frías y calientes del circuito primario en el núcleo y en los canales, donde se incorpora la potencia generada hacia el medio refrigerante. En todos los casos se tienen en cuenta las variaciones de las propiedades físicas con la temperatura y presión.

Con el código SIMATU se realizaron diferentes cálculos que permitieron obtener resultados para comprender la evolución del sistema en transitorios de interés que son inducidos por cambios en el estado estacionario del reactor. Se presentan los resultados alcanzados en diferentes situaciones y en particular se muestran las condiciones en las cuales se obtienen oscilaciones en fase opuesta en los niveles de los generadores de vapor y las variaciones que son generadas en otras variables termohidráulicas de interés, tales como presiones y caudales.

Se discuten también algunas aplicaciones en situaciones accidentales tales como la pérdida de vapor en una de las líneas de vapor y disminución de alimentación de agua liviana, y la respuesta predicha por el código en estas situaciones.

El código desarrollado ha resultado de utilidad en las evaluaciones realizadas y se mencionan algunas mejoras posibles de cálculo a incorporar, para incluir un número mayor de situaciones o escenarios que actualmente no pueden ser analizados y que tienen importancia en la seguridad de instalaciones nucleares.

MODELO DINAMICO DE ACOPLAMIENTO DE UN SISTEMA DE GENERADORES DE VAPOR

E. Marino

INTRODUCCION

En este trabajo se presentan en forma resumida los resultados obtenidos con un modelo cálculo desarrollado especialmente para la simulación de transitorios en los sistemas primario y secundario de un reactor tipo PWR o PHWR.

En particular, el modelo de cálculo se aplicó a la central ATUCHA I, mediante el desarrollo de un código de cálculo computacional en lenguaje NDP-FORTRAN.

Los resultados alcanzados con el código SIMATU han sido comparados con algunos transitorios ocurridos en la instalación a modo de validación de los cálculos, y se utilizó para analizar las condiciones que producen un acoplamiento a través de la línea de compensación que comunica ambas líneas de vapor a la salida de cada Generador de Vapor. Se estudiaron diferentes condiciones que determinan una oscilación en fase opuesta en las alturas o niveles de mezcla de los Generadores de Vapor.

ANALISIS

En un trabajo previo [1] se describió el desarrollo de un código de cálculo aplicado a un sistema generador de vapor (SGV) del tipo utilizado en centrales PWR. Este modelo de cálculo se diseñó particularmente para permitir la variación temporal de parámetros de los sistemas primario y secundario, por ejemplo caudales y temperatura de alimentación, como también diferentes magnitudes geométricas de cada subsistema presente. En ese modelo se establecieron, en base a los principios de conservación de masa y energía, las ecuaciones diferenciales para las diferentes variables que caracterizan termohidráulicamente al sistema. El esquema del modelo utilizado se muestra en la figura 1 y las ecuaciones del sistema son las siguientes:

SISTEMA PRIMARIO:

(1)

$$\dot{h}_s = \frac{2}{m_p}\left(\dot{Q}_p + W_p\,(h_e - h_s) + m_p\,\bar{v}_p\,\dot{P}_p\right) - \dot{h}_e$$

$$\dot{Q}_p = U_b\,A_b\,(t_a - t_b)$$

$$U_b = \frac{1}{\frac{b}{h_a\,a} + \frac{b\,\ln(b/a)}{k_w} + \frac{1}{h_b}}$$

$$\frac{h\,d}{k} = 0.023\,Re^{0.8}\,Pr^{0.4} \qquad \text{(DITTUS-BOELTER)}$$

SISTEMA SECUNDARIO:

$$\begin{cases} \dot{m}_l = W_{dc} - W_{lg} \\ \dot{m}_g = W - W_g \\ \dot{m}_{dc} = W_i + W_c + W_r - W_{dc} \\ W_{lg} = W + W_c = W/(1-f) \\ V_l + V_g + V_d = V_s = Cte \end{cases} \qquad (2)$$

$$\begin{cases} \dot{h}_l = \frac{1}{m_l}(\dot{Q}_l + W_{dc}\,h_{dc} - W_{lg}\,h_2 - W_r\,h_l + \dot{P}_s\,m_l\,v_l - \dot{m}_l\,h_l) \\ \dot{h}_g = \frac{1}{m_g}(\dot{Q}_g + (1-f)\,W_{lg}\,h_2 - W_g\,h_g + \dot{P}_s\,m_g\,v_g - \dot{m}_g\,h_g) \\ \dot{h}_{dc} = \frac{1}{m_{dc}}(\dot{Q}_{dc} + W_i\,h_i + f\,W_{lg}\,h_1 + W_r\,h_l - W_{dc}\,h_{dc} + \dot{P}_s\,m_{dc}v_{dc} - \dot{m}_{dc}h_{dc}) \end{cases} \qquad (3)$$

(4)

$$\dot{P}_s = -\frac{\dot{m}_l v_l + \dot{m}_g v_g + \dot{m}_{dc} v_{dc} + \left(\frac{\partial v_l}{\partial h_l}\right)_{P_s} k_l + \left(\frac{\partial v_g}{\partial h_g}\right)_{P_s} k_g + \left(\frac{\partial v_{dc}}{\partial h_{dc}}\right)_{P_s} k_{dc}}{m_l\left[\left(\frac{\partial v_l}{\partial P_s}\right)_{h_l} + v_l\left(\frac{\partial v_l}{\partial h_l}\right)_{P_s}\right] + m_g\left[\left(\frac{\partial v_g}{\partial P_s}\right)_{h_g} + v_g\left(\frac{\partial v_g}{\partial h_g}\right)_{P_s}\right] + m_{dc}\left[\left(\frac{\partial v_{dc}}{\partial P_s}\right)_{h_{dc}} + v_{dc}\left(\frac{\partial v_{dc}}{\partial h_{dc}}\right)_{P_s}\right]}$$

donde

$$\begin{cases} k_l = (\dot{Q}_l + W_{dc}\, h_{dc} - W_{lg}\, h_z - W_r\, h_l - \dot{m}_l\, h_l) \\ k_g = (\dot{Q}_g + (1-f)\, W_{lg}\, h_z - W_g\, h_g - \dot{m}_g\, h_g) \\ k_{dc} = (\dot{Q}_{dc} + W_i\, h_i + f\, W_{lg}\, h_1 + W_r\, h_l + W_{dc}\, h_{dc} - \dot{m}_{dc}\, h_{dc}) \end{cases}$$

Las ecuaciones (1) a (4) determinan las variables de estado para el módulo SGV.

Sobre la base de este módulo se desarrolló un sistema más general, formado por el acoplamiento de dos módulos SGV relacionados mediante el sistema de la línea de vapor (SLV) a través de las variables de los subsistemas en los respectivos secundarios. El SLV se resolvió mediante la aplicación de un esquema de nodos de presión y caudales apropiados [2]. Para simplificar el sistema y teniendo en cuenta la aplicación a la central CNAI se determinaron las características fundamentales del secundario que podían producir el acople de las variables de estado. Se estableció como sistema representativo del problema para el SLV, y los dos SGV el mostrado en la figura 2.

El sistema de ecuaciones diferenciales que determinan las presiones y caudales en SLV es el siguiente:

$$\begin{cases} \dot{W}_j = B_{1j}\,(P_{j-1} - P_j - B_{2j}\, W_j) \\ \dot{P}_j = \dfrac{W_j - W_{j+1}}{C_j} \end{cases} \qquad (5)$$

donde las constantes B_{1j}, B_{2j} y C_j están detalladas en [2].

Los dos sistemas SGV se acoplan al de la línea SLV por medio de los caudales WG y las presiones PS en los sistemas secundarios de cada uno de los generadores de vapor.

El conjunto de ecuaciones (1) a (5) definen las variables del sistema y determinan tanto el estado estacionario como la evolución temporal durante los transitorios.

RESULTADOS

Con el código de cálculo desarrollado se efectuaron diversas pruebas y algunos resultados importantes se resumen a continuación.

El sistema reproduce los valores que caracterizan el estado estacionario de la CNAI en plena potencia cuando se consideran dos subsistemas SGV idénticos y también cuando se establecen condiciones de asimetria en los mismos como por ejemplo un ΔT y un ΔW en las temperaturas y en los caudales de alimentación en los subsistemas secundarios de cada SGV. También se realizaron pruebas de estado estacionario con diferentes caudales de recirculación interna en los SGV y se comprobó que llegan al estado estacionario, pudiendo obtenerse el mismo nivel de mezcla en ambos sistemas. Esto último es posible por cuanto los SGV pueden generar caudal de vapor constante para una altura de líquido variable y resulta por lo tanto imprescindible el sistema de control sobre este parámetro para mantener el nivel de mezcla entre valores mínimo y máximo apropiados para la extracción de calor del primario.

Sobre la base del estado estacionario obtenido para el sistema, se realizaron pruebas introduciendo transitorios en las temperaturas de las ramas del sistema primario de los SGV. Es de destacar que oscilaciones del orden de 5 a 15 segundos de periodo resultaron transmitidas con la misma frecuencia o período desde el primario al secundario del sistema, no detectándose histéresis o retardos de fase notorios.

En la figura 3 se observa un resultado interesante. El estado estacionario se mantiene desde el instante inicial hasta los 50 s, momento en el cual se perturba la temperatura de entrada al primario TE1 del SGV1, manteniendo constante la temperatura de entrada TE2 del SGV2. La oscilación introducida es de una amplitud $\cong 3\ ^{\circ}C$ y de una frecuencia del orden de la observada en los transitorios en CNAI. Como resultado de la perturbación se observa que comienza una oscilación en la altura de mezcla del SGV1 que durante un transitorio del orden de los 60 s fuerza al nivel de líquido en SGV2 a oscilar en fase opuesta. Se debe notar también que la oscilación inducida en SGV1, que resulta $\cong$ 10 cm, es mayor a la del SGV2, que es $\cong$ 6 cm.

En la figura 4 se observa el efecto que tiene la misma perturbación sobre las presiones en los secundarios de los SGV. Se debe notar que no se obtiene el mismo resultado de oscilación en fase opuesta como ocurre para los niveles de mezcla.

El mismo efecto de oscilación en fase opuesta se observa para los caudales de salida de cada SGV como se muestra en la figura 5 y también se pudo apreciar la oscilación en los caudales a lo largo del SLV. También se pudo obtener la oscilación en fase opuesta perturbando solamente el sistema secundario de uno de los GV.

En la figura 6 se observa como el sistema acoplado recupera el estado estacionario luego de desaparecer la perturbación en el primario. Esto último indica que, según este cálculo, no es posible una persistencia de la oscilación inducida, luego de desaparecer la perturbación. Este resultado es limitado en cuanto a su validez, por cuanto el modelo de simulación, en su estado actual, no describe en forma real el acoplamiento o intercambio entre las ramas del sistema primario.

En la figura 7 se muestra el resultado de restringir la comunicación en la H del SLV. Se observa una clara disminución del acoplamiento pero aún se produce en fase opuesta. El mismo efecto de disminución se observó en las otras variables.

Resulta interesante también analizar las consecuencias de poner perturbaciones en ambas ramas de primario. En este caso se comprobó como importante la diferencia de fase entre las perturbaciones. En la figura 8 se observa que una diferencia de fase de 90° genera la oscilación en fase opuesta en las alturas de líquido, aumentando aún mas la amplitud de la oscilación y haciéndolas equivalentes tanto en SGV1 como SGV2. En la figura 9 se puede apreciar el efecto de perturbaciones idénticas pero en fase opuesta. El resultado es un mayor acoplamiento que resulta en una amplitud idéntica en cada SGV y del orden de 20 cm respecto del valor de equilibrio del estado estacionario. Esta amplitud de oscilación es también consecuencia de la amplitud de la perturbación, que en todos los casos se considera constante.

En la figura 10 se observa que una oscilación en fase en ambas ramas de primario no induce acoplamiento y ambos niveles oscilan en fase, con amplitud menor que en los casos anteriores, del orden de 4 cm. Este caso correspondería a una oscilación en la temperatura global o promedio del plenum de salida del reactor.

Los resultados anteriores también se obtuvieron para el sistema con asimetrías como las mencionadas anteriormente. Por último se analizó la posibilidad de generar oscilaciones en fase opuesta mediante perturbaciones en el SLV, por ejemplo en los caudales WVST de salida (correspondiendo fisicamente a perturbaciones en válvulas o subsistemas corriente abajo). En este caso se observan siempre, independientemente de la fase de las perturbaciones aplicadas, oscilaciones en los niveles de líquido en fase en ambos SGV. Por ejemplo, se encontró que una oscilación de amplitud de 10 Kg/s en uno de los caudales de salida del SLV genera una oscilación en fase y de la misma frecuencia en los niveles de líquido de ambos SGV y de una amplitud del orden de 4 cm.

CONCLUSIONES

Se describió un código de cálculo con características particulares que resultan interesantes para analizar la influencia que tienen, variaciones de determinados parámetros, en el estado estacionario de un sistema acoplado primario-secundario. Se mencionaron algunas aplicaciones a transitorios reales observados en la planta.

En base al modelo de cálculo descripto, al código desarrollado y a las diferentes situaciones analizadas, y teniendo en cuenta las limitaciones de la simulación, se pueden resaltar las siguientes conclusiones en cuanto a la aplicación de este cálculo al evento de oscilación que se observa en CNAI:

Oscilaciones de período entre 5 y 15 segundos se transmiten desde el primario al secundario sin histéresis o retardos de fase notorios.

Oscilaciones en la temperatura de una rama del primario inducen oscilaciones en fase opuesta en los niveles de mezcla de los generadores de vapor, siendo en este caso asimétricas las amplitudes de oscilación. En este caso las oscilaciones en las presiones se producen con una cierta diferencia de fase.

Oscilaciones desfasadas en las temperaturas de ambas ramas del primario inducen oscilaciones en fase opuesta en los niveles de mezcla de los generadores de vapor. No ocurre lo mismo cuando las temperaturas oscilan en fase. En estos casos las amplitudes de las oscilaciones resultan simétricas.

En todos los casos de oscilaciones en fase opuesta de los niveles de mezla, se observa la misma oscilación en los caudales de salida de los generadores de vapor. También ha sido posible inducir oscilaciones desde el secundario de uno de los generadores de vapor, perturbando el caudal en el mismo.

El sistema acoplado recupera el estado estacionario, luego de un transitorio, una vez terminada la perturbación. Como fuera explicado, este resultado no puede ser interpretado como definitivo por cuanto depende fuertemente de condiciones que están, por el momento, fuera del cálculo considerado.

Perturbaciones inducidas en los caudales de salida a la turbina generan oscilaciones en fase en los niveles de mezcla, independientemente de la diferencia de fase con que se produzcan.

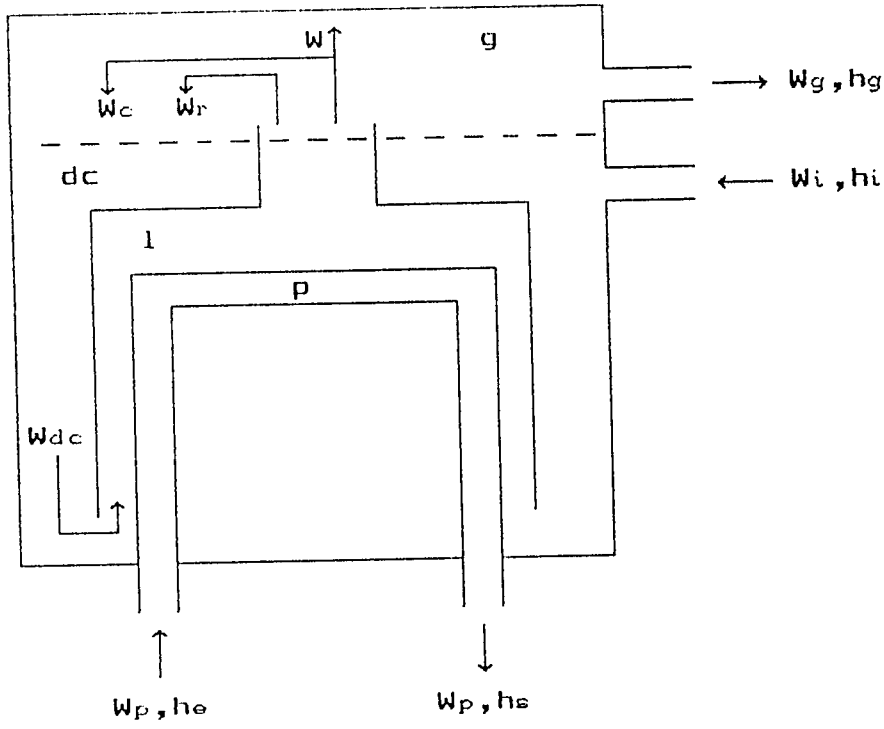


FIGURA 1: MODULO SGV UTILIZADO EN EL MODELO DE CALCULO

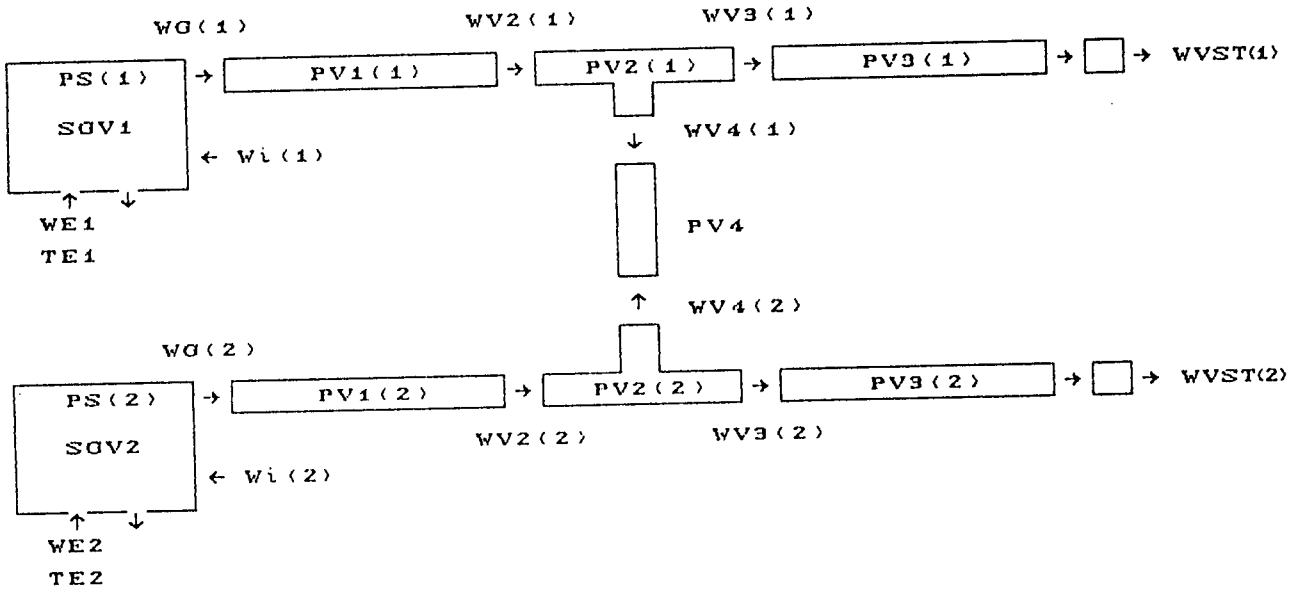


FIGURA 2: MODULO SLV UTILIZADO EN EL PROCESO DE CALCULO

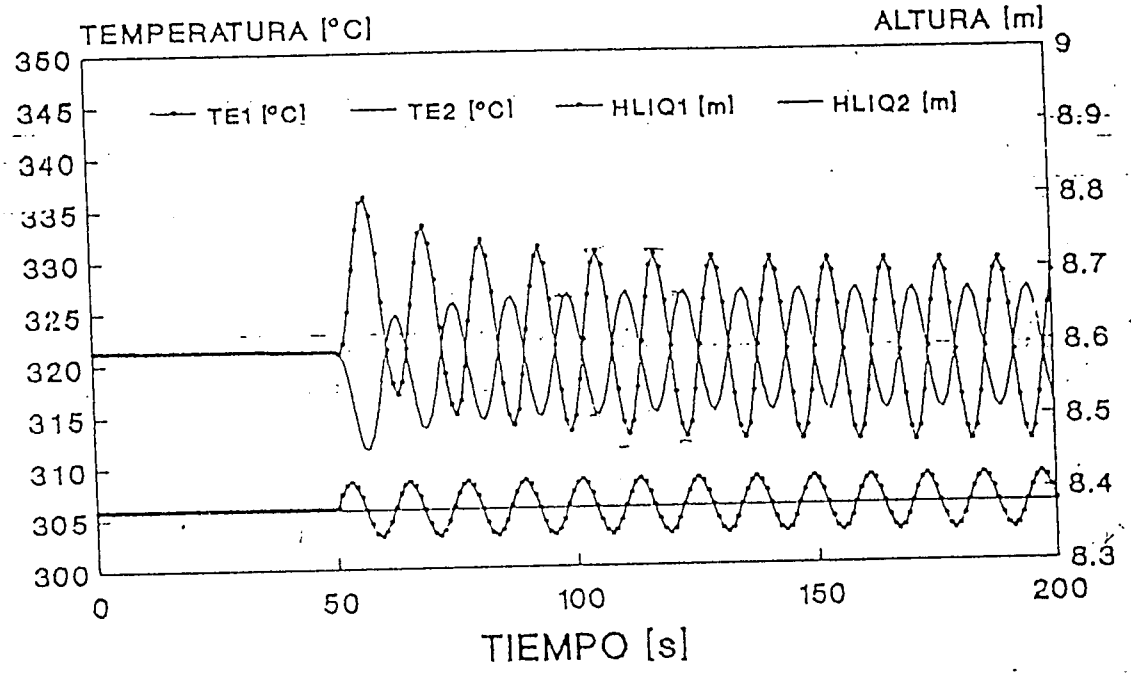


FIGURA 3: NIVELES DE MEZCLA HLIQ EN LOS GENERADORES DE VAPOR, RESULTANTES FRENTE A OSCILACIONES EN LA TEMPERATURA DE ENTRADA TE1 DEL PRIMARIO DE SGV1.

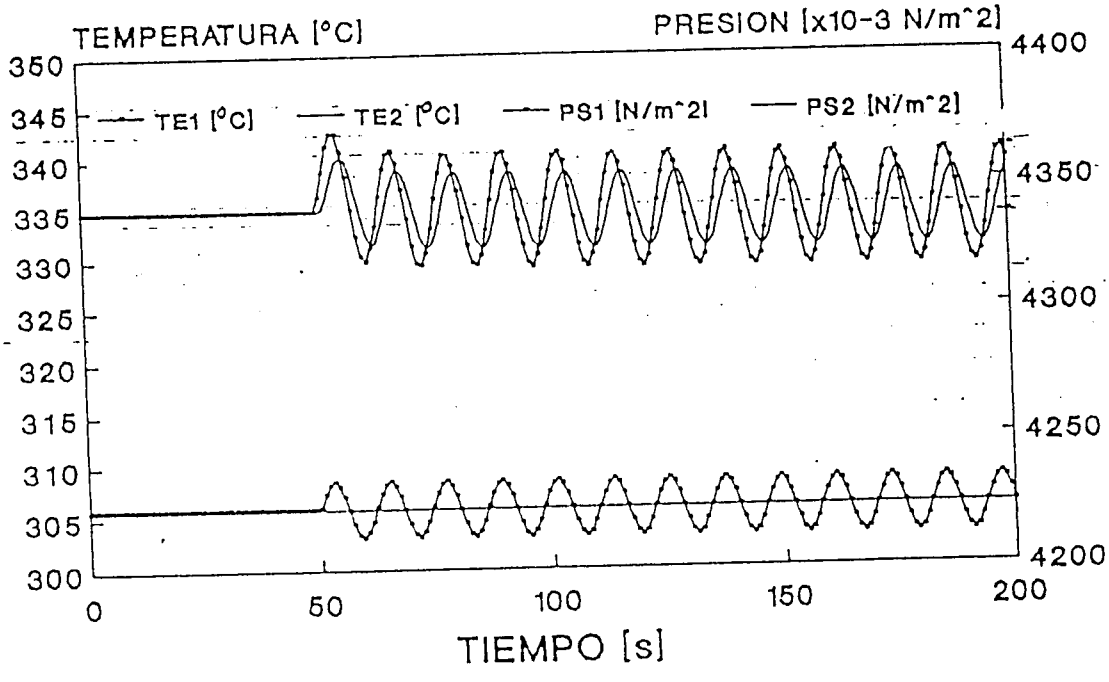


FIGURA 4: PRESIONES PS DEL LADO SECUNDARIO DE LOS GENERADORES DE VAPOR FRENTE A OSCILACIONES EN LA TEMPERATURA DE ENTRADA TE1 DEL PRIMARIO DE SGV1.

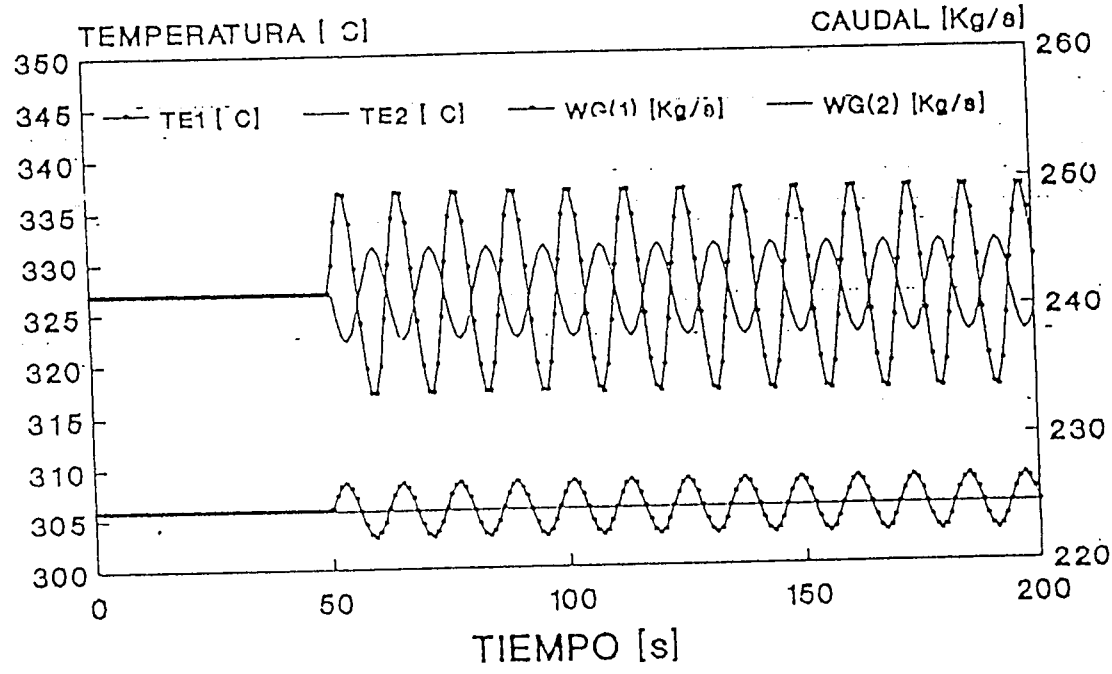


FIGURA 5: CAUDALES DE VAPOR WG A LA SALIDA DE LOS GENERADORES DE VAPOR FRENTE A OSCILACIONES EN LA TEMPERATURA DE ENTRADA TE1 DEL PRIMARIO DE SGV1.

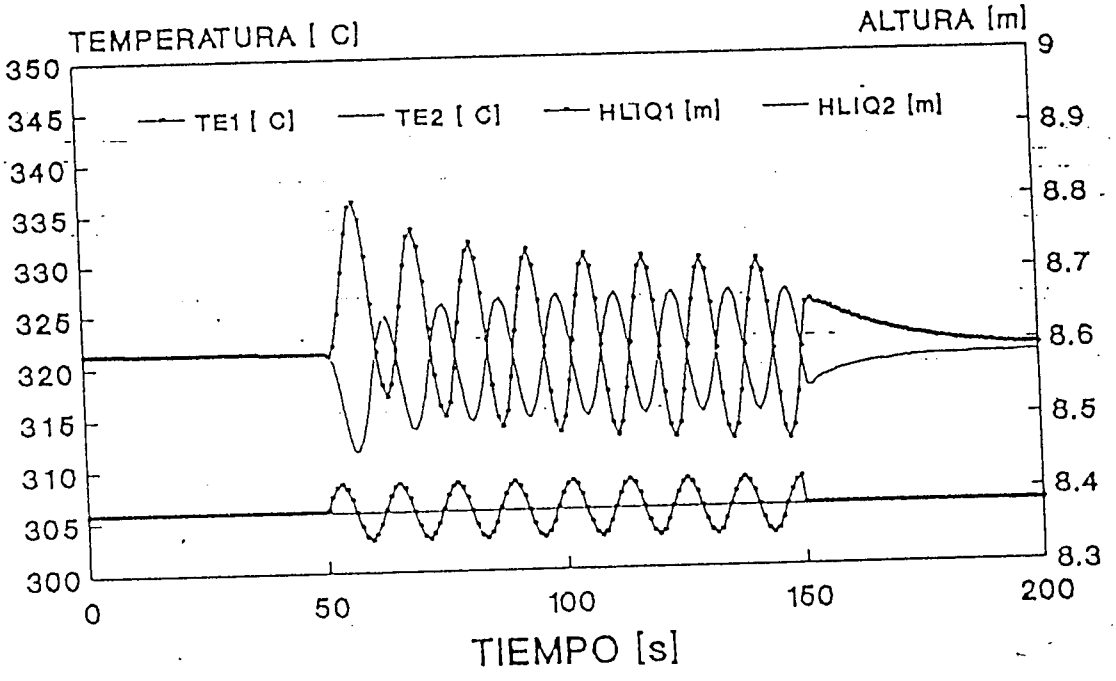


FIGURA 6: VUELTA AL ESTACIONARIO LUEGO DE LA OSCILACION.

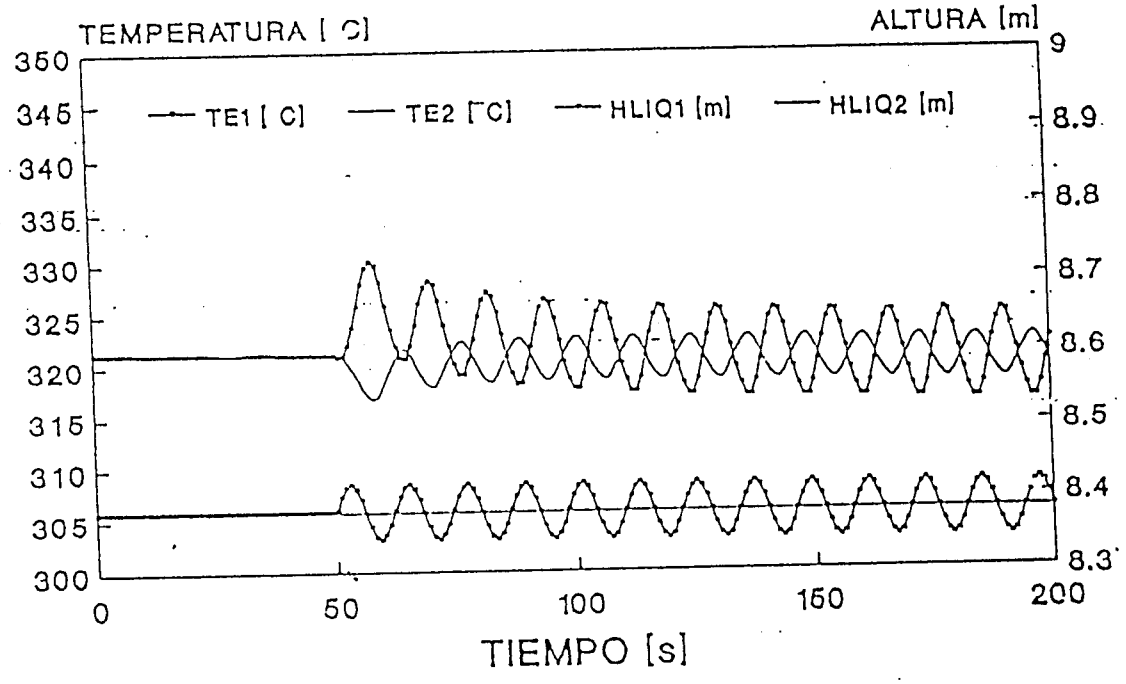


FIGURA 7: ATENUACION DEL ACOPLAMIENTO DEBIDA A LA RESTRICCION EN LA 'H' DEL SLV.

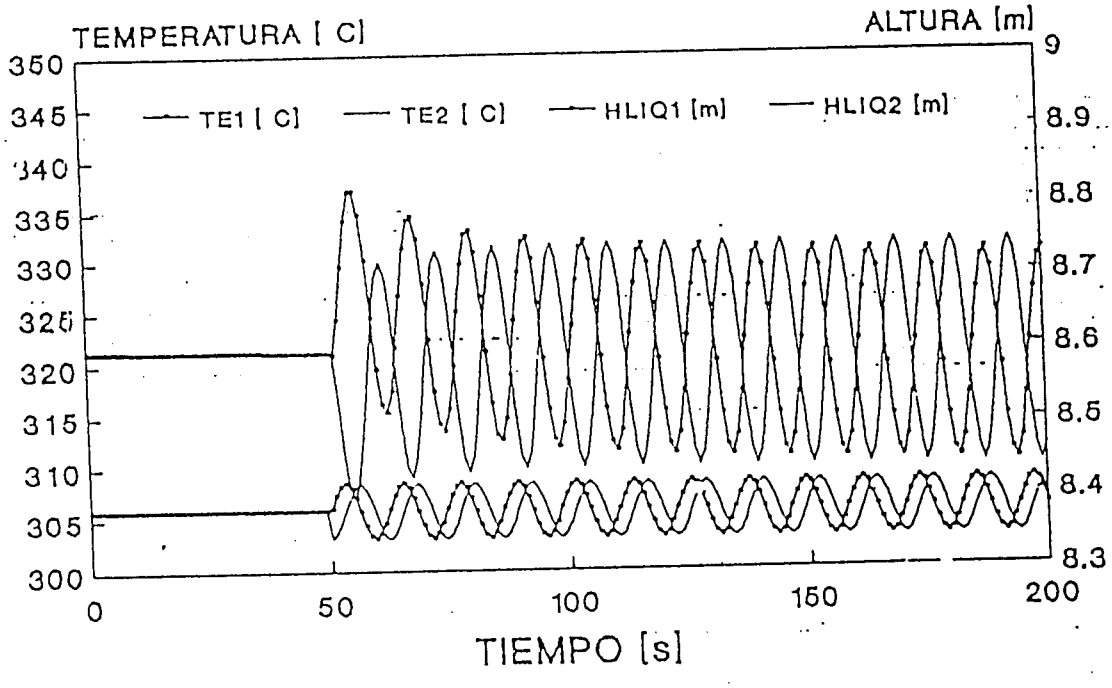


FIGURA 8: NIVELES DE MEZCLA HLIQ EN LOS GENERADORES DE VAPOR, RESULTANTES FRENTE A OSCILACIONES DESFASADAS EN LAS TEMPERATURAS DE ENTRADA TE DEL PRIMARIO DE LOS SGV.

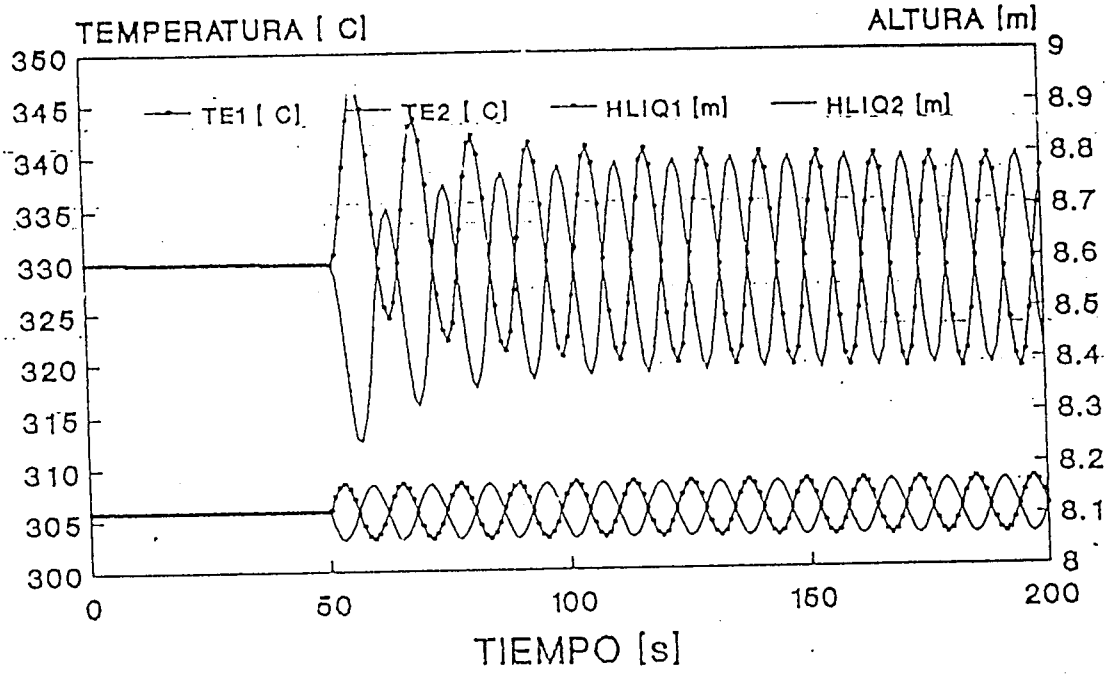


FIGURA 9: NIVELES DE MEZCLA HLIQ EN LOS GENERADORES DE VAPOR, RESULTANTES FRENTE A OSCILACIONES EN FASE OPUESTA EN LAS TEMPERATURAS DE ENTRADA TE DEL PRIMARIO DE LOS SGV.

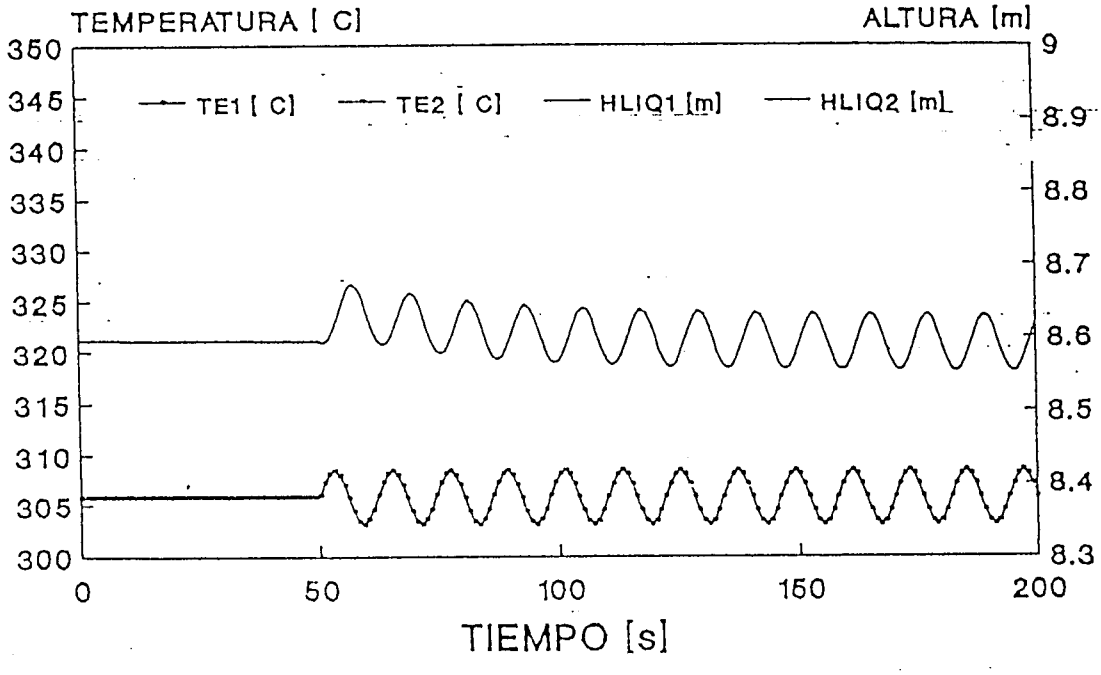


FIGURA 10: NIVELES DE MEZCLA HLIQ EN LOS GENERADORES DE VAPOR, RESULTANTES FRENTE A OSCILACIONES EN FASE DE LAS TEMPERATURAS DE ENTRADA TE DEL PRIMARIO DE LOS SGV.

NOMENCLATURA:

a	diámetro interno de los tubos
A	area de transferencia térmica
b	diámetro externo de los tubos
d	diámetro hidráulico
f	fracción de vapor que condensa en los separadores
h	entalpia específica
	coeficiente de transferencia térmica por convección
k	conductividad térmica
m	masa
P	presión
P_r	número de Prandtl
PVk(j)	presión en tramo k de la rama j del SLV
Q	flujo de calor
R_e	número de Reynolds
t	temperatura media
T	temperatura
U	coeficiente total de transferencia térmica
v	volumen especico
V	volumen
W	caudal
WVk(j)	caudal de entrada al tramo k de la rama j del SLV
WVST(j)	caudal de salida de la rama j del SLV
x	título de mezcla

SUBINDICES:

a	interior de los tubos
b	exterior de los tubos
c	condensación
dc	subsistema downcomer
e	entrada primario
g	subsistema vapor
i	entrada secundario
l	subsistema liquido
lg	transferencia liquido-vapor
p	subsistema primario
r	recirculación
s	salida primario
	total sistema secundario
w	pared de los tubos
1	liquido en saturación
2	vapor en saturación

REFERENCIAS:

[1] Edgardo Marino. Modelo de Simulación de Transitorios en un Generador de Vapor. Informe de Beca, Gerencia Seguridad Radiológica y Nuclear, CNEA, Noviembre 1993.

[2] Wolfgang Wulff. Steam Line Dynamics, NUREG/CR-1438, BNL-NUREG-51186, April 1980.

Análisis preliminar de modos de fallas de la contención de la central de Atucha I durante accidentes severos

Barón, J.H.; Caballero, C.O. y Zárate, S.M.

Presentado en el VI Congreso General de Energía Nuclear, Río de Janeiro, Brasil, octubre, 1996

ANÁLISIS PRELIMINAR DE MODOS DE FALLAS DE LA CONTENCIÓN DE LA CENTRAL DE ATUCHA I DURANTE ACCIDENTES SEVEROS

Barón, J.H.; Caballero, C.O. y Zárate, S.M.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

El presente trabajo tiene como objetivo analizar el comportamiento de la contención de la Central Nuclear Atucha-I ante la ocurrencia de un accidente severo, a través del Análisis Probabilístico de Seguridad.

Inicialmente se realiza una descripción genérica de modos de fallas de contención considerados en otros APS. Luego se analiza en forma cualitativa según las particularidades de diseño de la central de Atucha I, los posibles modos de falla de la contención de dicha central.

Estos modos de fallas presentan algunas diferencias con respecto a las referencias de otros APS, debido al particular diseño de la central. Se estudia, entre otros, la influencia de: la separación entre moderador y refrigerante, la existencia de canales de refrigeración de zircaloy, la existencia de cuerpos de relleno en el recipiente de presión, la geometría de la cavidad del reactor, el modo de operación con recambio continuo, y la existencia de doble contención (metálica y de hormigón) con recinto anular de separación.

En función de dichos análisis, se define una serie de variables que deberán ser tenidas en cuenta, de manera preliminar, para la definición de los Estados de Daño de Planta.

ABSTRACT

The present work has the objective to analyze the containment behavior of the Atucha-I Nuclear Power Plant during a severe accident, as part of a Probabilistic Safety Assessment.

Initially, a generic description of the containment failure modes considered in other PSAs is performed. Then, the possible containment failure modes for Atucha I are qualitatively analyzed, according to its design peculiarities.

These failure modes involve some substantial differences from other PSAs, due to the particular design of Atucha I. Among others, it is studied the influence of : moderator/coolant separation, existence of cooling zircaloy channels, existence of filling bodies inside the pressure vessel, reactor cavity geometry, on-line refueling mode, and existence of a double shell containment (steel and concrete) with an annular separation room.

As a functions of the before mentioned analysis, a series of parameters to be taken into account is defined, on a preliminary basis, for the definition of the Plant Damage States.

INTRODUCCIÓN

Si bien el objetivo general del Análisis Probabilístico de Seguridad de la Contención es, analizar: los procesos físicos asociados a las secuencias de accidentes dominantes de daño al núcleo, la respuesta de la contención y los sistemas de la contención en la mitigación del accidente severo; podemos destacar dentro de los objetivos particulares, la determinación del Término Fuente para todo el espectro de secuencias del accidente y la identificación de los modos de falla de contención con la evolución en el tiempo.

Tales modos de falla constituyen las cabeceras de los Arboles de Eventos de Contención. Estos árboles están constituidos por el Estado de Daño de Planta considerado como punto de entrada y por la magnitud del Término Fuente como punto final.

La determinación de los Estados de Daño de Planta constituye parte del objetivo principal de la interfase
Nivel I/ Nivel II (Análisis de Contención).

El análisis se ha desarrollado para la Central Nuclear Atucha I (CNA-I), de diseño alemán, desarrollado por KWU. Dicha central tiene un reactor de agua a presión (tipo PHWR), moderado y refrigerado por agua pesada (D_2O). EL reactor y las partes más importantes de la instalación se encuentran dentro de una esfera de acero de 50 m de diámetro, con un volumen libre de 50800 m^3; la cavidad debajo del recipiente de presión es de características "seca" y de dimensiones reducidas como vemos en la Fig. 1. Además, el reactor se caracteriza por tener un sistema moderador independiente del sistema primario de refrigeración; el moderador circula entre los canales que contienen a los elementos combustibles, impulsado por bombas propias y a temperaturas inferiores a las del refrigerante primario.

Una característica esencial de los reactores de agua a presión es el sistema de refrigeración del reactor, completamente separado del resto de la instalación. Para el caso de la central en estudio, los tubos de los Generadores de Vapor pertenecientes al circuito de refrigeración del reactor, separan en forma hermética y a prueba de presión dicho circuito del circuito de vapor y de agua de alimentación. Esto permite concentrar los problemas relacionados con la radiación y la radiactividad a los edificios de la parte primaria y a las partes de la instalación allí emplazadas.

MODOS DE FALLAS DE CONTENCIÓN

A continuación se realiza la descripción general de los modos de fallas propuestos por el estudio de riesgos WASH-1400 (ref. [6]) y consecuentemente, para cada uno de estos modos de falla, se analiza cualitativamente la influencia que pueden tener las particularidades de diseño de la CNA-I.

Explosión de Vapor: Proceso físico que supone la interacción de material fundido con agua líquida en un régimen de transferencia térmica altamente eficiente; el agua se vaporiza casi instantáneamente liberando energía y provocando un aumento de presión dinámico, esta onda de presión es la que puede afectar la integridad de la contención.

Una de las condiciones que se tienen que dar es que la masa de corium debe ser suficientemente grande. En este sentido, teniendo en cuenta las cantidades y pesos de las piezas componentes del elemento combustible de la CNA-I y las estructuras internas del recipiente de presión, se deduce que la cantidad de material fundido puede ser importante.

La explosión de vapor puede ser: interna al recipiente de presión o externa al recipiente de presión. Se analizan, para la central objeto de este estudio, los dos posibles modos de una explosión de vapor.

Interna al Recipiente de Presión: El recipiente de presión en el plenum inferior posee los cuerpos de relleno inferiores por lo que sería aparentemente imposible la acumulación de agua en cantidad suficiente para producirse la explosión de vapor con riesgo de afectar la integridad del recipiente.

Externa al Recipiente de Presión: La cavidad debajo del recipiente reactor es "seca" y de dimensiones reducidas. Será necesario una evaluación con mayor grado de detalle e incluso la utilización de códigos para analizar la posibilidad de que el corium interactúe (en cantidad suficiente para producirse este modo de falla) con el agua de los sumideros.

Falla de Aislamiento: Al ocurrir un accidente severo la contención deberá aislarse (cerrar los conductos que la conectan con el exterior) para prevenir fugas radiactivas. Este modo de falla supone que dicha aislación no ocurre. Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la falla de aislamiento, considerando como falla de la contención, más específicamente de la esfera de la contención, la no actuación según diseño de cualquiera de los cierres de las penetraciones de la misma o la pérdida de estanqueidad de cualquier elemento pasivo.

Falla del Sistema de Manejo de la Atmósfera del Recinto Anular: Este modo de falla es específico de la CNA-I. Conservativamente se considera que toda falla de estanqueidad de la esfera posterior a un LOCA permite la liberación de productos radiactivos al exterior y no se tiene en cuenta el recinto anular, ya que el manejo de actividad del mismo es para la tasa de fuga de diseño: < 0,5% vol./24 hs.

Se analiza en este caso una falla del sistema de manejo de aire del recinto anular, funcionando según diseño la aislación de la esfera, dicha falla podría afectar los equipos instalados en el recinto anular y que se utilizan para la gestión del accidente.

Sobrepresión por Combustión de Hidrógeno: Supone que el hidrógeno (H_2) y/o el monóxido de carbono (CO) presentes en la contención se queman espontáneamente pudiendo llegar a una explosión y las cargas estáticas o dinámicas derivadas de su combustión pueden vulnerar la propia contención, o bien dañar equipos relacionados con la seguridad debido a las altas presiones y temperaturas derivadas. Varias son las fuentes de hidrógeno potenciales durante el transcurso de un accidente con fusión del núcleo.

En la CNA I tanto el medio refrigerante como el moderador es agua pesada: D_2O. El comportamiento químico del agua pesada D_20 es igual al del agua liviana H_2O. Las fuentes de generación de hidrógeno son:

- Reacción metal - agua:
  Referida a la generación de hidrógeno producto de la oxidación del circonio (Zr) de las vainas o acero estructural por efecto del vapor de agua, siempre que el Zr sea calentado a una temperatura suficientemente alta y exista un suministro suficiente de vapor. Como la reacción es exotérmica, el proceso se realimenta; aunque el caudal de vapor limita la reacción.
- Radiólisis del agua:
  Referida a la generación de H_2 por efecto de la radiación sobre el D_20.
- Interacción corium - hormigón:
  Será necesario conocer el tipo de hormigón ya que determina la temperatura de ablación y la liberación de gases.

De las tres fuentes antes mencionadas, se analiza para la CNA-I, la reacción metal-agua. En cuanto a la temperatura que se alcanza, debemos tener en cuenta que una alta temperatura determina una reacción rápida con fusión del núcleo y una posterior relocalización del fundido. Una temperatura moderada implica una reacción lenta en la que no hay fusión por un largo tiempo, la oxidación es completa. En el caso de la CNA-I la potencia de decaimiento es baja y por lo tanto la reacción del Zr, sería completa o muy extendida.

La central en estudio no cuenta con equipos o sistemas destinados a disminuir la concentración de hidrógeno como recombinadores, ignición deliberada o venteo filtrado de la contención durante una situación accidental.

Sobrepresión Cuasi- Estática: Supone que la presión interna de la contención aumenta lentamente como consecuencia de la aparición de vapor de agua y de gases no condensables, superando en el largo plazo la presión de diseño.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla:

La esfera de contención tiene muchas penetraciones (tuberías de sistemas, esclusas, etc.). Resulta entonces posible ante el aumento de presión, la fuga de material radiactivo a través de tales penetraciones que constituyen puntos débiles de la esfera de acero; ya sea por la falla de algún sello o soldadura.

Será necesario un análisis más detallado, e incluso la utilización de códigos para evaluar la posibilidad de superar la presión de diseño de la contención.

Penetración de la losa de hormigón: Este modo de falla ocurrirá cuando después de la falla del recipiente de presión debido a la fusión y derrumbamiento del núcleo, el material fundido penetra en la cavidad del reactor entrando en contacto con el suelo y las paredes de hormigón a no muy elevada velocidad.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla:

Debería fallar la esfera (falla catastrófica) para que el corium interactúe con el hormigón externo a la misma.

Códigos computacionales corridos para centrales similares (Central Nuclear José Cabrera) demuestran que este modo de falla es irrelevante, al cabo de varias horas de interacción entre corium y hormigón la penetración es escasa frente al espesor de hormigón.

"By-Pass" de la Contención: Supone que los materiales radiactivos pasan directamente del sistema primario al exterior de la contención a través de algún sistema conectado al primario desde el exterior.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de “by-pass” de la contención:

Los sistemas involucrados son el de Refrigeración de Emergencia de Baja Presión, el de Regulación de Volumen y el Sistema de Refrigeración de Componentes. También se produciría by-pass de la contención en el caso de la Rotura de Tubos de uno de los Generadores de Vapor y Rotura de Tubos de uno de los Intercambiadores (o refrigeradores) del Moderador.

Calentamiento Directo de la Contención: Este fenómeno se puede producir en accidentes con daño al núcleo con alta presión en el primario y puede originar el fallo temprano del recinto de contención.

Al producirse el fallo del recipiente de presión, el corium es expulsado en forma de chorro dentro de la cavidad del reactor.

Cuando no hay Agua en la Cavidad del Reactor, el corium se expande por toda la cavidad. El vapor, que es expulsado después del corium, trocea el corium y transporta parte del mismo a la contención en forma de gotas. En toda la contención se producen reacciones químicas y procesos de transmisión de calor. Además, algunas reacciones químicas producirán hidrógeno que se añadirá al existente y puede reaccionar con el oxígeno de la contención si se dan las adecuadas condiciones de inflamabilidad.

Cuando hay Agua en la Cavidad del Reactor, pueden producirse explosiones de vapor y dispersión conjunta del agua, vapor y corium. Si el corium se depositase en el agua de la cavidad podrían generarse grandes cantidades de vapor como consecuencia del enfriamiento del mismo.
Las reacciones químicas y procesos de transmisión de calor aumentan la presión de la contención.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la influencia de distintas variables sobre la posibilidad de producirse el calentamiento directo de la contención.

- Modo de falla del circuito de refrigeración del reactor: El modo de falla del circuito de refrigeración del reactor debería ser por el fondo del recipiente de presión; ya que de lo contrario la presión se habría visto reducida previamente.
- Situaciones a las que podría estar sometida la central en estudio: Si hay derrumbamiento de los cuerpos de relleno superiores o mezclado del corium con los cuerpos de relleno inferiores, se manifiesta: “Dilución en la potencia específica”. Si no hay derrumbamiento de los cuerpos de relleno superiores o mezclado del corium con los cuerpos de relleno inferiores habrá mayor peligro de falla del recipiente en la zona de transición.
- Composición del corium: Para el caso de la central en estudio la cantidad de corium puede ser importante; no solo por las cantidades y pesos de las piezas componentes de los elementos combustibles, sino también porque debemos considerar los materiales de las estructuras internas del recipiente de presión como por ejemplo el tanque del moderador.

- Compartimentación de la contención: Será necesario un análisis más detallado e incluso la utilización de códigos para determinar la influencia de las estructuras próximas a la cavidad o fosa del reactor; considerando el hecho de que la misma tiene comunicación con otros recintos a través de varias penetraciones.

Misil interno: Para las contenciones de reactores de diseño alemán se postula este modo de falla y consiste en la expulsión violenta del recipiente de presión, como reacción al escape de material fundido desde el recipiente del reactor hacia la cavidad de la contención en condiciones de alta presión. El "jet" de material fundido impulsa hacia arriba el recipiente de presión, que puede destruir la contención.

Se analiza, para la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla: La cavidad debajo del reactor es seca y de dimensiones reducidas, éstas son condiciones que favorecen el modo de falla mencionado.

De todos modos será necesario analizar con mayor detalle la posibilidad de escape del material fundido desde el recipiente del reactor hacia la cavidad o fosa del mismo, en condiciones de alta presión y la alternativa de aliviar dicha presión a través de las penetraciones que comunican la fosa del reactor con los recintos circundantes.

Fusión penetrante del "Liner" de acero: Una vez que el material nuclear fundido es expulsado hacia el fondo de la cavidad y se inician las interacciones entre el corium y hormigón, no sólo debe considerarse el avance vertical de la masa fundida, sino que ésta se desplazará también de forma horizontal sobre la losa, pudiendo llegar a ponerse en contacto con la piel de hermeticidad.

Dependiendo de la composición del corium, su temperatura puede alcanzar valores por encima de 2500 °K, mientras la temperatura de fusión del revestimiento de acero es del orden de 1700 °K.

Para el caso de la CNA-I será necesario evaluar a través de códigos computacionales la posibilidad de que el corium penetre este espesor de hormigón y llegue a interactuar con el acero de la esfera de contención.

VARIABLES DEFINIDAS SEGÚN LAS PARTICULARIDADES DE DISEÑO DE LA PLANTA

A continuación se presenta un listado de variables relevantes a las Secuencias Accidentales, derivado en base a las particularidades indicadas previamente sobre el comportamiento esperado de la contención de la CNA-I, para cada Modo de Falla de Contención. Estas variables se tendrán en cuenta en la definición de los Estados de Daño de Planta.

Estado de Potencia del Núcleo: El estado de potencia influye en cuanto a la energía acumulada en el núcleo y el sistema primario desde el momento en que se inicia el accidente hasta el daño severo al sistema núcleo - primario.

Para el reactor en operación al inicio de la secuencia accidental, se consideran dos estados de potencia:

A) Sin extinguir
B) Extinguido

Estado del Sistema Primario al descubrirse el núcleo: La presión en el sistema primario influirá en los posibles modos de falla de la contención. La energía acumulada en el mencionado sistema pasará a la contención en el momento de la falla del recipiente de presión e incrementará la ya existente en la misma.

Se consideran los siguientes estados:

A) Alta Presión
B) Baja Presión

Tiempo en que se descubre el núcleo: En la composición del inventario radiactivo participan elementos de vidas medias muy variadas. El tiempo de descubrimiento del núcleo influirá en el inventario radiactivo disponible para ser liberado, ya que al ser interrumpida la reacción nuclear, el mismo se irá reduciendo rápidamente, sobre todo en los primeros momentos del accidente debido al decaimiento radiactivo.

En cuanto al tiempo de descubrimiento del núcleo se considera:

A) Temprano
B) Intermedio
C) Tardío

Estado de la Contención al descubrirse el núcleo: El estado de la contención en el momento de descubrirse el núcleo influirá en el escape de material radiactivo al exterior.

Los estados que se consideran para la contención, en el momento de descubrirse el núcleo, son:

A) Aislada
B) No aislada
C) By-pass

Estado de la Refrigeración a largo plazo (TJ de Baja): El sistema de refrigeración de emergencia consta de dos subsistemas: Sistema de alta presión y el Sistema de baja presión

Se consideran dos estados para el sistema de baja presión:

A) Disponible
B) No disponible

Tipo de secuencia: Según el evento iniciante considerado podremos observar distintos tipos de secuencias, lo que nos permitirá distinguir en las mismas evoluciones temporales diferentes de los eventos principales. También nos permitirá establecer diferencias en el comportamiento en cuanto a transporte y liberación de radionucleidos.

Los tipos de secuencias que se consideran son los siguientes:

A) Transitorio
B) LOCA (Accidente con Pérdida de Refrigerante)

Cuerpos de relleno: Se consideran dos posibilidades para el cuerpo de relleno inferior:

A) Mezclado del corium con el cuerpo de relleno inferior
B) No mezclado del corium con el cuerpo de relleno
C) Estado del Sistema de manejo de aire del recinto anular: El sistema de manejo de aire del recinto anular permanece en “stand-by” durante la operación normal y entra en operación en forma automática en caso de existir sobrepresión en el espacio anular.

El manejo de la actividad de este sistema es para una tasa de fuga de diseño de:< 0,5% vol./24hs. Se considera para este sistema, tres estados posibles:

A) Disponible
B) No disponible
C) Capacidad de filtrado excedida

CONCLUSIONES

El presente trabajo constituye un estudio preliminar sobre el comportamiento de la contención de la Central Nuclear Atucha I durante Accidentes Severos.

Se ha determinado que la contención es vulnerable a varios de los modos de falla postulado en otros estudios de Análisis Probabilístico de Seguridad, presentando inclusive algunos modos de falla propios. Asimismo, se han identificado fenómenos y modos de falla que requieren especial estudio, mediante el uso de modelos físicos y computacionales adecuados.

Finalmente, a partir ;de los Modos de Falla de Contención, se han identificado qué variables deberán tenerse en cuenta para la definición de Estados de Daño de Planta, que luego serán utilizadas para la elaboración de Árboles de Eventos de Contención.

REFERENCIAS

[1]. Informe de Seguridad de la CNA I
[2]. Elementos Combustibles de la CNA I - CNA/21
[3]. APS IT 118- CNA-I (No publicado)
[4]. APS IT 102- CNA-I (No publicado)
[5]. Planos CNA I:

M20-010	Corte Longitudinal del Recipiente de Presión
M11-145	Edificio del Reactor -Corte Transversal A-A
M11-147	Edificio del Reactor -Corte Transversal B-B
M66-23	Ventilación aislación y detalle parte inferior del Reactor
M36-109	Sistema Primario -Moderador
M36-001	Sistema TL

[6]. WASH-1400. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. US AEC (1975).

Metodología de análisis de la respuesta de contención para el APS de la central CAREM-25

Barón, J.H.

Presentado en el VI Congreso General de Energía Nuclear, Río de Janeiro, Brasil, octubre, 1996

METODOLOGÍA DE ANÁLISIS DE LA RESPUESTA DE CONTENCIÓN PARA EL APS DE LA CENTRAL CAREM-25[1]

Barón, J.H.

Ente Nacional Regulador Nuclear
e
Instituto CEDIAC
Capacitación Especial y Desarrollo de Ingeniería Asistida por Computación
Facultad de Ingeniería
Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

RESUMEN

Este trabajo se encuadra dentro del Análisis Probabilístico de Seguridad que se está desarrollando para la Central Nuclear CAREM-25, y toma como base las secuencias accidentales obtenidas y cuantificadas mediante la técnica de Árboles de Eventos y Árboles de Fallas.

Inicialmente se listan los modos de falla potenciales para contenciones de centrales nucleares, en base a la experiencia existente de otros estudios de este tipo. A continuación se analizan las particularidades del diseño CAREM-25 y su posible influencia en el comportamiento de la contención durante accidentes severos, y se definen para la misma diez Estados de Daño de Planta. Se definen además Estados de Daño de Contención, y se construyen Árboles de Eventos de Contención para cada Estado de Daño de Planta.

Considerando aquellas secuencias accidentales representativas según su probabilidad anual de ocurrencia, es decir, aquellas cuya probabilidad sea igual o mayor a 1E-09 por año, se cuantifican los Estados de Daño de Planta combinados con Estados de Daño de Contención, en base a la estimación de una Matriz de Vulnerabilidad.

MODOS DE FALLA DE CONTENCIÓN

Durante la secuencia accidental severa, la contención se verá sometida a varias cargas de tipo dinámico o cuasi-estático, las que son función de la secuencia accidental en cuestión y de la respuesta misma de la contención. Esas cargas determinarán cuándo y de qué modo la contención puede fallar, con una cierta probabilidad, que depende del tipo de contención y de las mismas cargas asociadas.

Históricamente, se han identificado varios modos de falla de la contención, según WASH-1400 (ref. [1]):

α - explosión de vapor
β- falla de aislamiento
γ - sobrepresión por combustión de hidrógeno
δ - sobrepresión cuasi-estática
ε - penetración de la losa de hormigón
V - "by-pass" de la contención

Además de los modos de falla citados (que representan el estado del arte en el año 1975) se ha considerado la posibilidad de falla de la contención por las siguientes causas:

σ - calentamiento directo (direct containment heating), generado por la eyección de material del núcleo fundido finamente particulado, al fallar el recipiente de presión en condiciones de alta presión interna. Este material a alta temperatura transfiere mucha energía a la atmósfera de la contención en muy corto tiempo, y la presuriza.

[1] Proyecto financiado por la empresa INVAP S.E.

μ - misil interno, generado por la eyección del recipiente de presión al fallar el mismo, sólo en aquellas centrales con una cavidad del reactor muy pequeña.

π - fusión penetrante del "liner" de acero, por contacto con material fundido, típicamente en contenciones MARK-I.

El modo de falla de la contención determinará la magnitud del término fuente, tanto en su composición, intensidad y en el momento de su ocurrencia. Se analizará qué modos de falla son esperables en la central CAREM-25, para luego estimar las probabilidades de cada uno de ellos.

PARTICULARIDADES DEL DISEÑO CAREM-25

La central CAREM-25 posee un reactor compacto (con el núcleo, el presurizador y los generadores de vapor incluidos en el recipiente de presión) de uranio enriquecido y agua común. Tiene sistemas de seguridad pasivos para garantizar las funciones de extinción, reinyección de agua y refrigeración a largo plazo. Su contención es metálica, de dos volúmenes (uno seco y el otro húmedo) con capacidad de transferir calor al aire exterior en condiciones accidentales, de manera pasiva.

Posee características distintivas de diseño que influyen en su comportamiento ante secuencias accidentales severas, y que deben ser tenidas en cuenta para definir los Estados de Daño de Planta y de Contención. Estas características son:

- Baja potencia total
- Coeficientes de reactividad fuertemente negativos
- Gran cantidad de agua disponible en el primario
- Ausencia de penetraciones en la región inferior del recipiente de presión
- Contención con pileta de supresión de presión
- Disponibilidad de agua en la contención
- Refrigerabilidad externa de la contención
- Recombinadores de hidrógeno en la contención

ESTADOS DE DAÑO DE PLANTA

En base a las consideraciones particulares indicadas, y a los Árboles de Eventos desarrollados para esta instalación, se prevén como variables a tener en cuenta para la definición de estados de daño de planta:

- Estado operativo del reactor al iniciarse el accidente
  - en operación
  - en recambio
- Estado del sistema primario al descubrirse el núcleo
  - a alta presión (superior a 15 bar)
  - a baja presión (inferior a 15 bar)
- Tiempo al que se descubre el núcleo
  - temprano (menor de 1 hora)
  - intermedio (entre 1 hora y 12 horas)
  - tardío (entre 12 horas y 24 horas)
- Estado de potencia del núcleo
  - sin extinguir
  - extinguido
- Estado de la contención al descubrirse el núcleo
  - aislada
  - no aislada
  - by-pass
- Estado del recinto seco al descubrirse el núcleo
  - inundado
  - no inundado

A continuación se definen diez estados de daño de planta, de los cuales los siete primeros son aplicables a las condiciones de reactor en operación, con descubrimiento del núcleo y posterior fusión del mismo. Para estos siete Estados de Planta se construirán Árboles de Eventos de Contención.

El octavo Estado de Planta corresponde a fuga de agua del primario al exterior, y no requiere Arbol de Eventos de Contención por tener ya la contención en estado de no aislación o de by-pass. El noveno Estado de Planta supone la rotura de elementos combustibles dentro de la contención durante la operación de recambio, sin fusión del núcleo, y con la contención no aislada. El décimo Estado de Planta corresponde a la fuga de material radiactivo desde la pileta de elementos combustibles irradiados.

EP1: Reactor en operación, extinguido
Fusión del núcleo intermedia (entre 1 y 12 horas)
Sistema primario a alta presión
Contención sin by-pass

EP2: Reactor en operación, no extinguido
Fusión del núcleo rápida (antes de 1 hora)
Sistema primario a baja presión
Contención sin by-pass

EP3: Reactor en operación, extinguido
Fusión del núcleo intermedia (entre 1 y 12 horas)
Sistema primario a baja presión
Contención sin by-pass

EP4: Reactor en operación, extinguido
Fusión del núcleo tardía (entre 12 y 24 horas)
Sistema primario a baja presión
Contención sin by-pass

EP5: Reactor en operación, extinguido
Fusión del núcleo intermedia (entre 1 y 12 horas)
Sistema primario a baja presión
Contención con by-pass

EP6: Reactor en operación, no extinguido
Fusión del núcleo rápida (antes de 1 hora)
Sistema primario a baja presión
Contención con by-pass

EP7: Reactor en operación, no extinguido
Fusión del núcleo rápida (antes de 1 hora)
Sistema primario a alta presión
Contención sin by-pass

EP8: Reactor en operación, extinguido, o en recambio
Sin fusión del núcleo
Fuga de refrigerante del primario al exterior de la contención, no aislada o en by-pass.

EP9: Reactor en recambio
Sin fusión del núcleo
Rotura de elementos combustibles dentro de la contención
Contención no aislada

EP10: Rotura de elementos combustibles en pileta

Estos Estados de Planta no completan el espectro de estados posibles, pero caracterizan a todos los Estados de Planta que corresponden a las secuencias accidentales con probabilidades significativas (mayores que 1E-9 por año).

MODOS DE FALLA DE CONTENCIÓN

En la central CAREM-25, en función del diseño de esta instalación, valen las siguientes consideraciones para los modos de falla de contención:

α - explosión de vapor. El núcleo de la central CAREM-25 es relativamente pequeño en comparación con el volumen de agua disponible en el circuito primario, y este hecho hace que su potencial para interactuar de manera explosiva con el agua dentro del recipiente de presión sea muy bajo. Además, la explosión de vapor es inhibida en condiciones de alta presión, por lo cual se considerará en el presente estudio que esta falla es **altamente improbable** en condiciones de sistema primario a alta presión, y es **muy improbable** en condiciones de sistema primario a baja presión. En cuanto a la posibilidad de explosión de vapor fuera del recipiente de presión, en ese caso se habrá producido la ablación o fusión del casquete inferior del recipiente de presión, con el agregado de material de soporte del núcleo, enriqueciendo al corium fundido con materiales de bajo punto de fusión en comparación al corium, y diluyendo su potencia específica. Además, el agua existente en el recinto seco estará en condiciones de ebullición debido a la alta transferencia térmica desde el recipiente de presión. La masa que caiga del recipiente fallado, por lo tanto tendrá un potencial considerado nulo para producir una explosión de vapor con el agua presente en el recinto seco de la contención. Se considera que esta falla es **imposible**.

β - falla de aislamiento. Este modo de falla ya está considerado en los Árboles de Eventos para esta instalación. Si se postula que el sistema primario puede fallar por interacción con el núcleo fundido, en ese caso será relevante considerar el término fuente adicional que puede escapar, por lo cual este modo de falla será tenido en cuenta en los Árboles de Eventos de Contención. Para la estimación de su tasa de ocurrencia, por ahora se tomará un valor estimativo de 0.01

γ- sobrepresión por combustión de hidrógeno. En la central CAREM-25 existe una cantidad de zircaloy relativamente pequeña en el núcleo del reactor, por lo que se supone que el hidrógeno generado será también escaso, pudiendo causar la falla de la contención debido a que las características condensantes de la contención metálica pueden elevar su concentración en lugares localizados. Además, la presencia de recombinadores (ignitores) de hidrógeno, hace que este modo sea **improbable** en los escenarios severos considerados.

δ - sobrepresión cuasi-estática. La contención del CAREM-25 posee características de diseño para evacuar el calor por convección natural al aire durante un accidente base de diseño, y ha sido diseñada con amplios márgenes de seguridad. Estos hechos hacen que este modo de falla tenga un potencial bajo de ocurrencia durante un accidente severo, donde además es previsible la utilización de equipos externos (rociado con mangueras de incendio) llevados al lugar luego del accidente, para evitar la falla de la contención por sobrepresión, dados los tiempos involucrados relativamente largos (días). Durante el accidente severo y en el largo plazo, la contención verá aumentar lentamente su presión, siendo el aporte más importante la liberación de energía en el caso de falla del recipiente de presión a alta presión en el primario. Es por esto que para aquellos casos en que la falla del primario se produce a alta presión, se considerará la falla de la contención por este modo como **probable**. En condiciones baja presión, este modo de falla de contención se considera **improbable**.

ε - penetración de la losa de hormigón. La parte inferior de la contención de la central CAREM-25 es de metal, por lo que la misma fallará antes de la interacción corium-hormigón, dejando un camino libre para la fuga de material radiactivo.

V - "by-pass" de la contención. Este modo de falla está explícitamente considerado en los árboles de eventos para aquellos eventos iniciantes que causan secuencias de by-pass.

σ - calentamiento directo (direct containment heating). Este modo de falla, en el caso de la central CAREM-25, tiene un bajo potencial de ocurrencia por varias causas. Por un lado, la cantidad de "corium" fundido esperado es relativamente pequeña. El recipiente de presión no posee penetraciones en la zona inferior que faciliten la formación de "jets". Es por

ello que, en caso que el recinto seco de la contención se encuentre con agua al momento de fallar el recipiente, o bien cuando esta falla se produzca a baja presión, este modo de falla se considera **imposible**. En el caso que la falla del primario ocurra a alta presión, con el recinto seco de la contención sin agua, este modo se considera **muy improbable**.

μ - misil interno (recipiente del reactor). Para la ocurrencia de este modo de falla, se necesita que la cavidad del reactor sea pequeña en volumen y que presente pequeños caminos de fuga para el material que puede ser eyectado violentamente al fallar el recipiente de presión, en condiciones de alta presión. En el caso de la central CAREM-25, es **imposible** que se produzca dado que la cavidad del reactor es de dimensiones amplias.

π - fusión penetrante del "liner" de acero. Este es el modo de falla esperado en caso que el corium fundido caiga al fondo de la contención, sin agua en la misma. Este modo de falla será considerado en el APS, como **probable** para el caso que el recinto seco de la contención no esté inundado, y como **improbable** en el caso que esté inundado.

ESTADOS DE DAÑO DE LA CONTENCIÓN

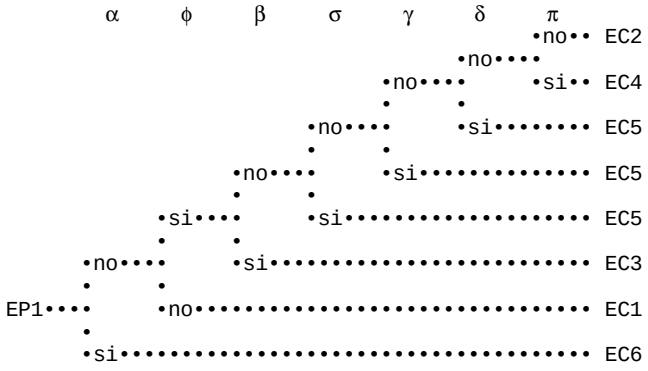
Para la elaboración de los Árboles de Eventos de la Contención, se parte de la base que el accidente severo está ocurriendo, es decir, se produce el descubrimiento del núcleo y su degradación. Una vez comenzada la degradación del núcleo, los distintos estados de falla de la contención son excluyentes, y se identifican los siguientes estados de contención para la central CAREM-25:

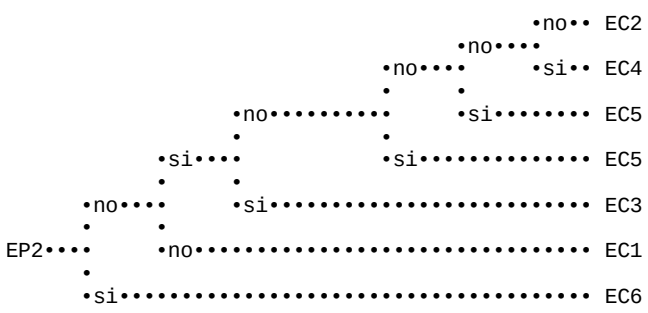
EC1: contención no fallada, corium contenido en el primario intacto
EC2: contención no fallada, corium contenido en el recinto seco
EC3: contención fallada por falla de aislamiento ó contención by-passeada manteniendo su integridad
EC4: contención fallada tardíamente por fusión de la pared del recinto seco
EC5: contención fallada a tiempo intermedio de manera catastrófica
EC6: contención fallada tempranamente de manera catastrófica

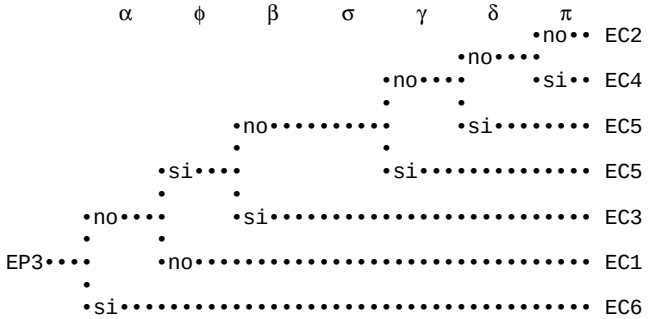
Estos estados definen el modo en el que queda la contención en cuanto al accidente severo en sí, y serán combinados con distintos Estados de Planta mediante la construcción de Árboles de Eventos de Contención.

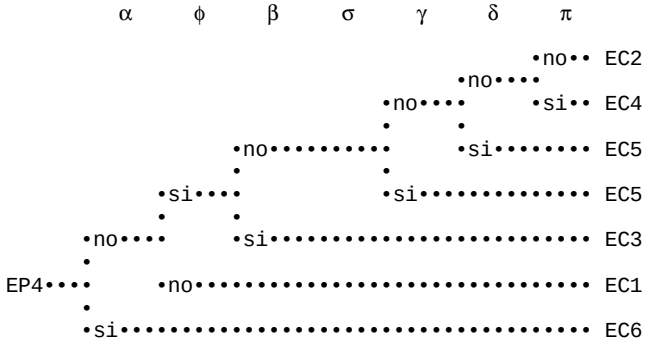
ÁRBOLES DE EVENTOS DE CONTENCIÓN

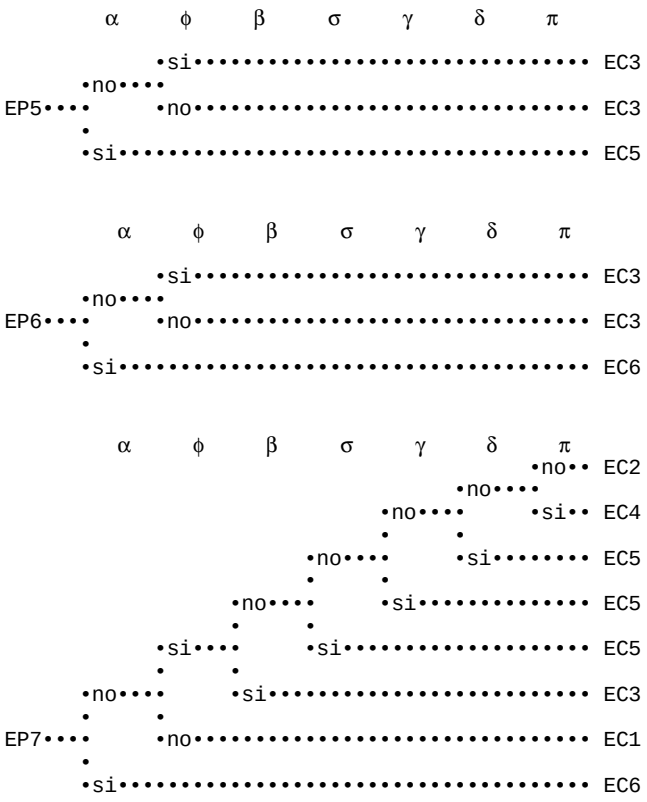
Los Árboles de Eventos de Contención se desarrollan a continuación para los siete primeros Estados de Planta (es decir, para aquellos que implican condiciones de fusión del núcleo) considerando los modos de falla de contención identificados previamente











En los Árboles de Eventos de Contención, se incluye (además de la fenomenología propia de la contención) a la falla de la pared del recipiente de presión. A los fines de graficación, se indicará la falla del recipiente de presión con la letra griega **ϕ**.

CUANTIFICACIÓN DE MODOS DE FALLA DE CONTENCIÓN

La estimación de cada estado de contención, a partir de las condiciones de cada estado de planta, se hace por juicio de ingeniería basándose en las condiciones particulares de la central CAREM-25. Con la finalidad de poder cuantificar los Árboles de Eventos de Contención, se utilizarán las recomendaciones de la ref. [2], que establecen categorías numéricas para los juicios de ingeniería, según se indican en la tabla 1.

Tabla 1- Categorías numéricas para juicio de ingeniería

A partir de las probabilidades de fallas estimadas para cada modo de falla de contención en función del Estado de Planta que la produce se construye la siguiente "Matriz de vulnerabilidad", donde se indican los valores de probabilidad que serán utilizados en los Árboles de Eventos de Contención:

Tabla 1

Estado	α	ϕ(*)	β	σ	γ	δ	π
EP1	0.005	0.9	0.01	0.01	0.1	0.9	0.9
EP2	0.05	0.9	0.01	0	0.1	0.1	0.9
EP3	0.05	0.9	0.01	0	0.1	0.1	0.9
EP4	0.05	0.9	0.01	0	0.1	0.1	0.9
EP5	0.05	0.9	1	n/a	n/a	n/a	n/a
EP6	0.05	0.9	1	n/a	n/a	n/a	n/a
EP7	0.005	0.9	0.01	0.01	0.1	0.9	0.9

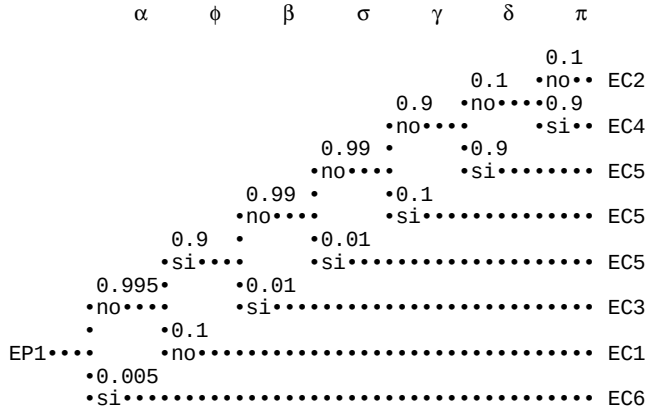
Tabla 2- Matriz de Vulnerabilidad

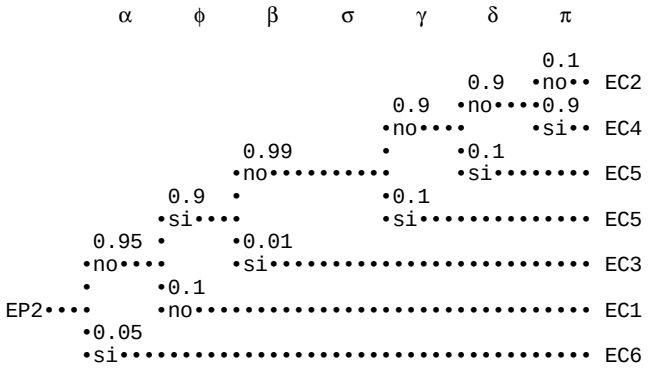
(*) de manera conservativa, se considera que el evento ϕ (falla del recipiente de presión) es **altamente probable** en todos los casos. Esto no será así en aquellos casos en que el recinto seco de la contención esté inundado, por ejemplo en aquellas pérdidas de refrigerante por roturas dentro del recinto seco, pero, ante la incertidumbre en la localización de las roturas, se tomará conservativamente la peor situación.

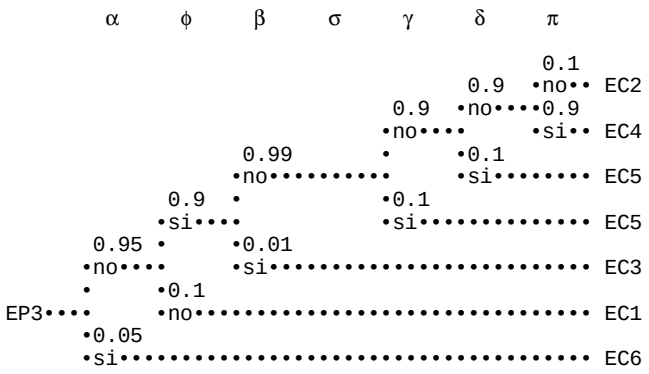
Tabla 2

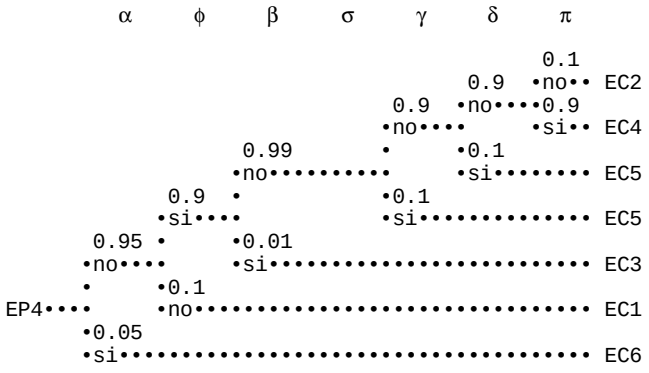
Fenómeno	**Rango de Probabilidad**
Cierto	P = 1
Altamente Probable	1 < P < 0.995
Muy Probable	0.995 < P < 0.95
Probable	0.95 < P < 0.7
Indeterminado	0.7 < P < 0.3
Improbable	0.3 < P < 0.05
Muy Improbable	0.05 < P < 0.005
Altamente Improbable	0.005 < P < 0
Imposible	P = 0

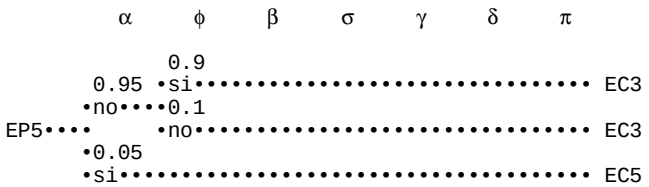
A continuación, se cuantifican los Árboles de Eventos de Contención con las probabilidades estimadas:

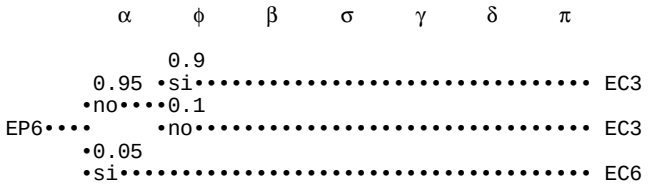


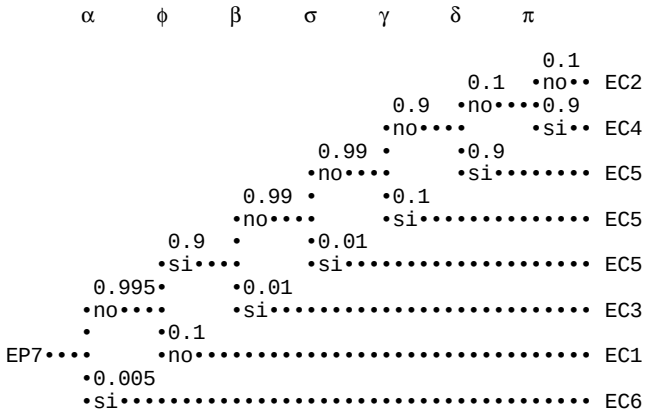












A partir de la cuantificación de cada Estado de Planta y de las probabilidades condicionales de cada Estado de Contención, se cuantifican las posibles combinaciones.

Para EP1 con P(EP1) = 6.1 E-07 / año
Resulta: P(EP1-EC1) = 6.1 E-08 / año
P(EP1-EC2) = 4.8 E-09 / año
P(EP1-EC3) = 5.5 E-09 / año
P(EP1-EC4) = 4.3 E-08 / año
P(EP1-EC5) = 4.9 E-07 / año
P(EP1-EC6) = 3.1 E-09 / año

Para EP2 con P(EP2) = 1.5 E-08 / año
Resulta: P(EP2-EC1) = 1.4 E-09 / año
P(EP2-EC2) = 1.0 E-09 / año
P(EP2-EC3) = 1.3 E-10 / año
P(EP2-EC4) = 9.3 E-09 / año
P(EP2-EC5) = 2.4 E-09 / año
P(EP2-EC6) = 7.5 E-10 / año

Para EP3 con P(EP3) = 1.2 E-07 / año
Resulta: P(EP3-EC1) = 1.1 E-08 / año
P(EP3-EC2) = 8.2 E-09 / año
P(EP3-EC3) = 1.0 E-09 / año
P(EP3-EC4) = 7.4 E-08 / año
P(EP3-EC5) = 1.9 E-08 / año
P(EP3-EC6) = 6.0 E-09 / año

Para EP4 con P(EP4) = 1.4 E-05 / año
Resulta: P(EP4-EC1) = 1.3 E-06 / año
P(EP4-EC2) = 9.6 E-07 / año
P(EP4-EC3) = 1.2 E-07 / año
P(EP4-EC4) = 8.6 E-06 / año
P(EP4-EC5) = 2.3 E-06 / año
P(EP4-EC6) = 7.0 E-07 / año

Para EP5 con P(EP5) = 2.2 E -08 / año
Resulta P(EP5 - EC3) = 2.1 E-08 / año
P(EP5 - EC5) = 1.1 E-09 / año

Para EP6 con P(EP6) = 4.0 E-09 / año
Resulta: P(EP6-EC3) = 3.8 E-09 / año
P(EP6-EC6) = 2.0 E-10 / año

Para EP7 con P(EP7) = 9.8 E-09 / año
Resulta: P(EP7-EC1) = 9.8 E-10 / año
P(EP7-EC2) = 7.7 E-11 / año
P(EP7-EC3) = 8.8 E-11 / año
P(EP7-EC4) = 7.0 E-10 / año
P(EP7-EC5) = 8.0 E-09 / año
P(EP7-EC6) = 4.9 E-11 / año

A estas combinaciones, deben agregarse los Estados de Planta que no imponen solicitaciones sobre la contención, pero que producen una dosis en el público.

EP8 con P(EP8) = 3.3 E-04 / año
EP9 con P(EP9) = 1.7 E-06 / año
EP10 con P(EP10) = 1.7 E-04 / año

CONCLUSIONES

Los Estados de Daño de Planta combinados con Estados de Daño de Contención permiten, han sido definidos y cuantificados, permitiendo su posterior agrupamiento en Categorías de Liberación.

La metodología utilizada permite auditar las hipótesis utilizadas, y permite considerar las particularidades de diseño novedoso que incorpora el proyecto CAREM-25.

Las probabilidades de estados de daño serán utilizadas, conjuntamente con la estimación de los Términos Fuente correspondientes, para verificar el cumplimiento de la normativa de licenciamiento argentina.

REFERENCIAS

[1]. U.S.NRC, Reactor Safety Study, WASH-1400, 1975.
[2]. U.S.NRC, Evaluation of Severe Accident Risks, NUREG/CR-4551, 1990.

ABSTRACT

This work is part of the Probabilistic Safety Assessment actually under development for the CAREM-25 Nuclear Power Station, and departs from the accident sequences already obtained and quantified by the Event Trees/Fault Trees techniques.

At first, the potential containment failure modes for nuclear stations are listed, based on the experience. Then, the CAREM-25 design peculiarities are analyzed, on their possible influence on the containment behavior during severe accidents. Then Plan Damage States are then defined. Furthermore, Containment Damage States are also defined, and Containment Event Trees are built for each Plant Damage State.

Those sequences considered representative from the annual probability (those which exceed or equal a probability of 1E-09 per year, are used to quantify the combinations of Plant Damage States/Containment Damage States, based on the estimation of a Vulnerability Matrix.

Nitric Oxide and Radioinduced Damage in the Developing Brain

Pérez, M.del R.; Bocanera, L.; Dubner, D.L. and Gisone, P.A.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

NITRIC OXIDE AND RADIOINDUCED DAMAGE IN THE DEVELOPING BRAIN

Pérez, M.del R. (*); Bocanera, L. (#); Dubner, D.L. (*) and Gisone, P.A. (*)

(*) Ente Nacional Regulador Nuclear
(#) Comisión Nacional de Energía Atómica

Argentina

INTRODUCTION

It is well known that prenatal exposures of Central Nervous System (CNS) to ionizing radiation may cause a variety of effects including microcephaly, severe mental retardation and lower intelligence tests score. The risks are highest between the 8° and 15° week of gestational age (GE) when the greatest neuroblastic proliferation and migration to cerebral cortex occur.

Reactive oxygen species (ROS) has been implicated in the pathogenesis of several different neurological diseases. The damaging effect of ionizing radiation on developing cortex is mainly associated with apoptotic cell death mediated by oxidative injury to DNA (1). Lipoperoxidation phenomena could also account for membrane injury with changes in its permeability thus allowing the entry of cations like calcium (2). Increase in intracellular calcium levels activates nitric oxide synthase (NOS). Nitric oxide (NO), a neuronal messenger which inceases cyclic guanosin-mono-phosphate (cGMP) by activating guanilyl-cyclase (GC), has been widely associated with neurotoxic effects (3). It could also play an important role in synaptic plasticity which represents the cellular substrate from learning and memory processes.

The aim of this work was the study of the role of NO in radioinduced damage to the developing brain and its correlation with oxidative stress parameters in an experimental model of prenatal exposure to low doses of gamma-radiation.

MATERIAL AND METHODS

Female Wistar rats were mated with males overnight. The next morning they were checked for fecundation: rats with sperm-positive vaginal smears were considered on gestational day (GD) 1.

Animals were exposed on GD13 to 0.4, 0.7 and 1 Gy gamma-radiation from a Co-60 source at a rate of 23 cGy/min. Distance from the source to center of the target was 72.8 cm. Doses were measured in a rat phantom by means of a ionization chamber M2332PTW. Control rats were sham-irradiated under similar conditions.

Tissue homogenates preparation: neonatal rats were killed by beheading on postnatal days (PD) 3 and 10. Dissected brains were gently blotted dry and weighed. Tissues were homogeneized in a teflon-glass homogeneizer at 10 % W/V in phosphate buffer 40 mM Ph 7.2 and centrifuged at 750 g for 10 min. at 4°C. The supernatant was used to measure antioxidant enzymes activity. Other samples were processed in buffer Hepes 20 mM with calcium/DTT (for NOS activity measure) and buffer Tris-ClH 50 mM Ph 7.4, glicerol 5%, benzamidine 0.1 mM DTT and PMSF 1 mM (for GC assay).

Antioxidant enzymes assays: superoxide dismutase (SOD) activity was measured by following the inhibition of the rate of autocatalytic adenochrome formation at 480 nm in the absence (total SOD) or in the presence of 1 mM CnK (Mn-SOD). Results were expressed in U/mg of protein. Catalase (CAT) activity was assayed following rate of H2O2 consumption at 240 nm. Results were expressed in pmoles/mg of protein. DT-diaphorase was measured with NADPH as electron donor and DCPIP as electron acceptor. The rate of reduction of the dye was followed at 600 nm.

Lipid peroxide level (TBARS): it was measured using the thiobarbiruric acid technique. Results were expressed as nm/ mg of tissue.

GC activity: it was determined by measuring production of cGMP from P32-GTP. Results were expressed as pmoles cGMP/min/mg of protein.

NOS activity: citruline rate formation was determined after 30 min of 37°C incubation of brain homogenates with L-H3-arginine (0.1 uCi). Supernatants from centrifugation 10000 g for 10 min. were passed through 1 ml columns of chelating resin to remove arginine. Results were expressed as dpm/mg tissue.

RESULTS

A significant increase in antioxidant enzymes activity (cytosolic Cu-Zn SOD, CAT and DT-diaphorase) was observed in samples from PD3 irradiated with 1 Gy. This increase was also significant for Cu-Zn SOD at 0.7 Gy. There was a significant increase in DT-diaphorase activity in samples from PD10.

Lipid peroxide levels (TBARS) showed a decrease in 0.7 and 1 Gy samples from PD3. This decrease became significant in PD10 samples.

Both NOS and GC activities were significantly higher in 1 Gy PD3 samples.

DISCUSSION

The high vulnerability of the developing brain may be directly related to the decreased response of endogenous antioxidant system.

Brain development in mammalian species involves a phase of active formation of synaptic structures and dendritic arborizations with a high content of polyunsaturated fatty acids (PUFA), highly susceptible to free radical damage.

We have previously reported significant increases in the production of singlet oxygen after prenatal irradiation in the developing brain and its correlation with hystopathological features (4).

In the present work, the increase in antioxidant enzymes activities for the higher doses reveals the implication of the ROS. The decrease of TBARS levels in groups irradiated with 0.7 and 1 Gy could be associated with radioinduced disturbances in lipids structures of CNS.

NO has been showned to act as a neuratransmitter, while it has also been reported that can be toxic to neurons when it is produced in abnormally high concentration (5). NOS activity has been demonstrated in neuronal populations in the CNS which are also positive for DT-diaphorase. In our results the NOS and DT-diaphorase activities increased at higher doses. The soluble GC, considered as one of the major target of NO, was also increased.

Experimental evidences in the last few years have brought to the idea that excitotoxicity and oxidative stress may be interdependent events reinforcing each other to produce neuronal damage (6).Our results suggest that both phenomena could be involved in the mechanisms of radioinduced damage in the developing brain.

REFERENCES

(1) Verity, M. et al. Annals of the NY Ac of Sciences 765:340 (1995)

(2) Pazdernik, T.L. et al. Neurochem. Res. 17:11-21 (1992)

(3) Dawson, T. et al. Annal of the NY Ac of Sciences 738: 76-85 (1994)

(4) Gisone, P. et al. Proc. 10 th Int. Congress of Rad. Res. 1:279 (1995)

(5) Mitrovic, B. et al. Annals of the NY Ac of Sciences 738: 436-446 (1994)

(6) Coyle, J. T et al. Science 262: 689-695 (1993)

Influence of Age, Sex and Life Style Factors on the Spontaneous and Radiation Induced Micronuclei Frequencies

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

INFLUENCE OF AGE, SEX AND LIFE STYLE FACTORS ON THE SPONTANEOUS AND RADIATION INDUCED MICRONUCLEI FREQUENCIES

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

SUMMARY

Several endpoints have been used for monitoring human populations for environmental or occupational exposure to genotoxic agents, particularly ionizing radiation. The cytokinesis-block micronucleus (MN) assay in peripheral lymphocytes is a reliable method for assessing radiation induced chromosomal damage (DNA breaks and mitotic spindle disturbances) and thus, a suitable dosimeter for estimating in vivo whole body exposures.

To further define the use of this assay in Biological Dosimetry, a study to determine the influence of age, sex and life style factors (smoking habit) on the spontaneous and radiation induced MN frequencies was performed.

The estimation of MN frequencies was analyzed in lymphocytes cultures from 50 healthy donors aged between 4 and 62 years. On the basis of their smoking habit they were divided into 2 groups. A fraction of the sample was irradiated in vitro with γ rays in the range of 0.35 Gy to 4 Gy.

A statistically significant influence on the spontaneous MN frequency was observed ($R^2 = 0.59$) when the variables age and smoking habit were analyzed and also a statistically significant influence on the radiation induced MN frequency was obtained ($R^2 = 0.96$) when dose, age and smoking habit were studied. Sex did not influence MN variability significantly but there was a greater dispersion in the results for females when compared to males, possibly due to the loss of X chromosomes. The comparison of the data from smoking to non smoking donors supports the convenience to take into account the smoking habit for estimating in vivo whole body exposures to γ rays for doses below 2 Gy.

INTRODUCTION

Since Countryman and Heddle (1) first reported the induction of MN in human peripheral lymphocytes, the MN test has been broadly used to detect clastogenic effects (chromosome breaking) and aneugenic effects (effects on mitotic spindle resulting in abnormal segregation of chromosomes after nuclear division) due to chemical and physical (ionizing radiation) agents and thus, a suitable dosimeter for the evaluation and monitoring of genotoxic exposures in vivo and in vitro (2).

Scoring of MN in cytokinesis blocked binucleate peripheral blood lymphocytes is a relatively easy and fast procedure used as an alternative biological dosimeter to the conventional technique of analyzing unstable chromosomal aberrations (dicentrics + rings) for assessing radiation induced chromosomal damage, being particularly useful in the case of large scale radiation accidents.

MN are derived from acentric fragments or whole chromosomes that lag behind at anaphase and failed to become incorporated into either of the two daughter nuclei during cell division. Studies employing inmunofluorescence staining of kinetochores in MN with antikinetochore antibodies (3) have provided evidence that radiation induced MN are predominantly derived from acentric fragments.

After a genotoxic insult, only those cells that divided can express MN. Fenech and Morley (4) have developed a cytokinesis blocked method using cytochalasin B, which enables scoring of MN only in binucleated cells that have completed the first nuclear division (second interphase). Cytochalasin B inhibits cytoplasm division after nuclear division, resulting in binucleated cells.

For the purpose of Biological Dosimetry, the recognition of radiation induced changes in the cytogenetic status requires an adequate knowledge of the spontaneous MN frequency.

The mean spontaneous frequency for a pool of healthy donors previously obtained in our laboratory was 0,013±0,008 (5). This high spontaneous MN frequency shows a large interindividual variability. Some authors suggest that the variability is due to factors such as age, sex and life style conditions (smoking habit).

The objective of our work has been to evaluate the behaviour of MN dosimeter in the low dose range, analyzing the influence of the so called "confounding factors": age, sex and smoking habit on the spontaneous and radiation induced MN frequencies in order to characterize the extent of the application of this dosimeter, con

sidering the confounding factors in the accidental overexposure dose assessment.

MATERIALS AND METHODS

The MN frequency was estimated on 81 peripheral blood lymphocyte cultures from 50 healthy donors ranging between 4 and 62 years, divided into two groups according to their smoking habit; age and sex. A fraction of the blood sample was irradiated in vitro with gamma rays from a Co-60 source (PICKER C4M60) ranging from 0.35Gy to 4Gy, with a mean dose rate of 0.70Gy/min.

Culture method: 0.2 -0.4ml of whole blood was incubated with 8ml of RPMI 1640 medium adding 20% (v/v) foetal calf serum for 72h. at 37°C. Cellular division was stimulated with phytohemagglutinin P (PHA P, 1µg/ml, Difco). After 44h. cytochalasin-B was added to a final concentration of 4.5µg/ml, in order to block cytokinesis. After 72h. of incubation, cells were centrifuged and treated with hipotonic solution (Iskandar method) in order to preserve the cytoplasm. The cells were fixed with methanol/acetic acid (3:1) and stained with 5% Giemsa (pH 6.8).

MN frequency was established evaluating 500 to 2500 binucleated cells per sample and per dose point. The criteria of Fenech (6), were applied for the identification of binucleated cytokinesis blocked cells and MN.

Statistical methods: In order to assess the age, sex and smoking habit influence on the spontaneous and radiation induced MN frequencies, two different evaluation methodologies were applied to the data:

I) Multiple linear regression model on transformed data:

MN frequencies were transformed by the natural logarithm to reduce non linear relationships among the frequencies and to reduce non normality in the data, both assumptions of this analysis.

The linear regression model can be expressed as: $y' = \beta_0 + \beta_1 X_1 + \beta_2 X_2 + \beta_3 X_3 + \beta_4 X_4$

II) Poisson regression model. This is an alternative model (7) that seems to apply well to rare events such as MN induction, which follows a Poisson distribution. The Poisson regression model can be expressed as:

$$y = e^{\beta 0 + \beta 1 X1 + \beta 2 X2 + \beta 3 X3 + \beta 4 X4}$$

being for model I and II:

y'= ln (MN Frequency)
y = MN Frequency
β_0 = Spontaneous Frequency
β_1 , β_2 , β_3 and β_4 = Estimated Parameters

X_1 = Dose (0Gy - 4Gy)
X_2 = Age (4 - 62 years)
X_3 = Sex (0: Male - 1: Female)
X_4 = Smoking Habit (0: Non Smoker - 1: Smoker)

In order to assess the age influence on the spontaneous MN frequencies, a linear regression was applied.

Calibration curves for smoking and non smoking donors were fitted by applying an iteratively reweighted least square method, where the weight is the variance. The analysis of MN distribution in binucleated cells was carried out using the Papworth "u" test and the variance/mean relationship (σ^2/y). The heterogeneity factor and the variance/mean relationship were applied to correct the coefficient errors of the calibration curves and the Poisson variance associated with the experimental data respectively.

RESULTS AND CONCLUSIONS

Using a linear regression model, the age influence on the spontaneous MN frequency was analyzed, taking the data as a pool and differentiating smokers from non smokers (Fig. I). The results obtained, clearly suggest a significant positive correlation ($p< 0.0001$) of the spontaneous MN frequency with age. Data analysis considering two arbitrarily chosen groups: donors from 25 to 41 years and donors from 42 to 62 years, suggest that the differences observed due to the age on MN frequencies, between both groups, are smaller than the differences observed due to the smoking habit condition and that the smoking habit condition increases three times the frequency of MN with respect to non smoking condition, excluding donors under 25 years in this analysis.

The above mentioned facts justified the study of the dose response relationships for smoking and non smoking donors. The fitting of both curves resulted in a linear quadratic model, according to the following equations:

$$y = c + \alpha D + \beta D^2 \quad , \text{ where}$$

y = MN frequency for the evaluated dose
D = dose in Gy

Coefficient errors were conveniently corrected taking into account overdispersion.

a) non smokers:
$c = 1{,}14 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}14\ 10^{-2}$
$\alpha = (2{,}29 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}73 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy
$\beta = (3{,}08 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}28 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy^2
$\chi^2 = 53{,}3$ DF = 24

b) smokers:
$c = 2{,}32 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}19 \cdot 10^{-2}$
$\alpha = (3{,}33 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}79 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy
$\beta = (2{,}28 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}45 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy^2
$\chi^2 = 57{,}22$ DF = 27

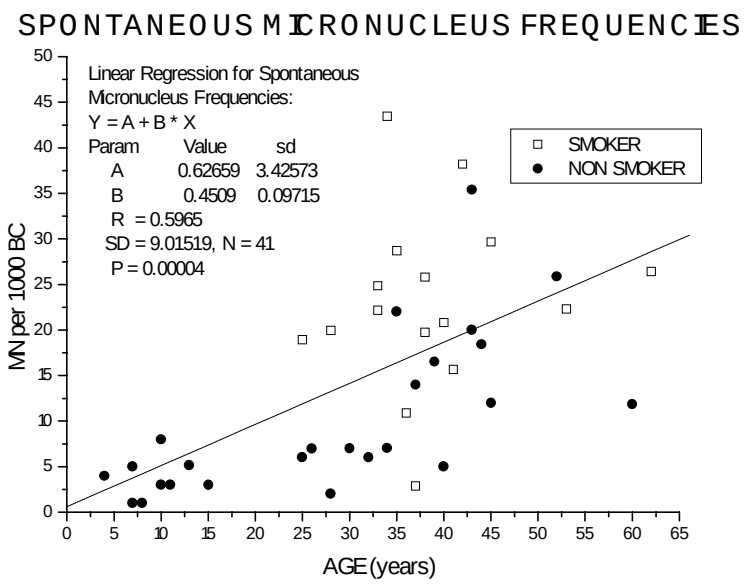
The analysis of the parameters obtained shows that the calibration curves intersect at the 2Gy dose point and then join. From a preliminary comparison of the data from smoking and non smoking donors, it seems appropriate to increase the sample for donors ranging from 0Gy to 2Gy in order to evaluate the significance of the difference observed between both curves.

The analysis of MN distribution in cytokinesis blocked cells, both for spontaneous and radiation induced MN was carried out, using the Papworth "u" test and the variance/mean ratio in order to compare with the Poisson distribution. The observed trend is: while the spontaneous MN do not differ significantly from the expected Poisson distribution, the radiation induced MN are overdistributed. Both, multiple linear regression and Poisson regression models were applied to the data base in order to asses the age, sex and smoking habit influence on the spontaneous and radiation induced MN frequencies. It was observed a significant positive correlation ($R^2 = 0.59$) of the spontaneous MN frequencies (dependent variable) with the age and smoking habit (independent variables). Furthermore, a positive correlation ($R^2 = 0.96$) of radiation induced MN frequencies with the dose, age and smoking habit was observed too. Multiple linear regression gave a better R^2 value than Poisson regression in the case of spontaneous MN frequencies analysis while Poisson regression resulted more appropriate in the case of radiation induced MN frequencies.

Sex did not influence MN frequencies significantly, but it was observed a wider dispersion of the results for females compared to the one observed on males possibly due to the loss of X chromosomes in elderly females.

These results suggest that the confounding factors: age and smoking habit have a statistically significant influence on the spontaneous and radiation induced MN frequencies, being the smoking habit the strongest confounding factor. Additionally, the difference observed between smoking and non smoking calibration curves supports the convenience of taking into account the smoking habit for estimating in vivo whole body exposures to γ rays for doses below 2Gy.

Fig.I



ACKNOWLEDGEMENTS

This work was supported in part by the International Atomic Energy Agency - Contract N° 302-J1-ARG 8369.

REFERENCES

1) Countryman, P.I. and Heddle J.A. (1976) *The Production of Micronuclei from Chromosome Aberrations in Irradiated Cultures of Human Lymphocytes*, Mutat. Res., 41, 321-332.

2) Fenech, M. (1991) *Optimization of Micronucleus Assays for Biological Dosimetry*, Prog. Clin. Biol. Res., 372, 317-320.

3) Eastmond, D.A. and Tucker, J.D. (1989) *Identification of Aneuploidy Inducing Agents Using Cytokinesis-Blocked Human Lynphocytes and Antikinetochore Antibody*, Environ. Mol. Mutagen, 13, 34-43.

4) Fenech, M. and Morley, A. (1985) *Measurement of Micronuclei in Lymphocytes*, Mutat. Res., 147, 29-36.

5) Di Giorgio, M. and Thomasz, E. (1992) *Use of Micronuclei in Biological Dosimetry. A Method for Rapid Screening in the Case of Large Scale Radiation Accidents.* Proceed. IRPA-8, Canada / Seg. Radiológica, 7, 34-41.

6) Fenech, M. (1993) *The Cytokinesis-Block Micronucleus Technique: A Detailed Description of the Method and its Application to Genotoxicity Studies in Human Populations*, Mutat. Res., 285, 35-44.

7) Bonassi, S. et al. (1994) *Multiple Regression Analysis of Cytogenetic Human Data*, Mutat. Res., 313, 69-80.

Apertura espontánea de la ducha auxiliar fría del presurizador en la Central Nuclear Atucha I

Marino, E.J.L.

Presentado en el II Taller de Seguridad Radiológica y Nuclear,
La Habana, Cuba, 5 al 6 de noviembre, 1996

APERTURA ESPONTÁNEA DE LA DUCHA AUXILIAR FRÍA DEL PRESURIZADOR EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Marino, E.J.L.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se presenta una síntesis del análisis termohidráulico realizado, sobre la base de simulación mediante códigos de cálculo computacionales, del transitorio generado por el evento iniciante postulado consistente en la apertura espontánea de la válvula de interconexión entre la ducha fría en el presurizador y el sistema de control de volumen del reactor. El caudal introducido es de 6,2 kg/s a 50°C, estando el sistema en operación normal a plena potencia.

Según conclusiones preliminares del Análisis Probabilístico de Seguridad, APS, recientemente realizado, y como demuestran los resultados determinísticos obtenidos y que se presentan, la contribución a un estado final de daño al núcleo inducido por este evento es de gran importancia.

Como resultado general se puede manifestar que el evento iniciante desencadena un transitorio de reducción de presión en el sistema primario, por condensación en el presurizador, que tiende a anular el efecto de amortiguación que se esperaría por el aumento del volumen que genera el sistema primario-moderador en estas condiciones, debido al efecto de expansión por calor de decaimiento y por el propio efecto de disminución de la presión. Como resultado de esto, en el orden de los 16 minutos desde la detención exitosa del reactor, se alcanzan condiciones de saturación con la generación de vapor en el sistema primario. Esta situación complica la efectividad de los mecanismos alternativos con que se cuenta para la extracción del calor residual, y dada la interdependencia del proceso con el accionar humano, se obtiene un escenario de alta probabilidad de daño.

DESARROLLO

La central nuclear Atucha I, localizada en Lima, Argentina, está constituida por un reactor de 1170 MW térmicos, generados por uranio natural con D_2O como moderador y refrigerante. El circuito primario de refrigeración está formado por dos loops independientes, con un generador de vapor y bomba centrífuga impulsora de 11.750 m^3/h en cada uno de ellos. Este sistema funciona a una temperatura de 305°C a la salida del reactor y 272°C a la salida de los generadores de vapor. El moderador circula por un sistema de dos loops independientes con intercambiadores de calor y bomba cada uno de ellos, siendo la temperatura promedio de funcionamiento de este sistema de 195°C. Ambos sistemas, primario y moderador, se encuentran a la misma presión. El sistema primario tiene, sobre uno de los circuitos, un presurizador para control de presión durante expansión y contracción del inventario del circuito primario, que funciona con sistema de duchas y calefactores respectivamente. Además del sistema de alimentación de agua normal para las duchas, que se realiza desde el circuito primario en la rama fría, se cuenta con un sistema de duchado frío y caliente a menor temperatura que el normal y cuyo caudal es provisto por el sistema de control de volumen y purificación del reactor. La operación de las válvulas que controlan el ingreso de este caudal se requiere en determinados transitorios que fueron previstos en el diseño del reactor, como forma de evitar la acción de la válvula de seguridad del sistema primario durante un aumento de presión en el sistema o para llevar rápidamente el sistema a baja presión durante la rotura de tubos de los generadores de vapor. Sin embargo, el transitorio postulado no fue previsto originalmente y ha quedado demostrada su importancia, tanto por el efecto inducido como por las ocurrencias registradas del mismo.

La apertura postulada de la válvula de interconexión entre el sistema de control de volumen y la ducha fría del presurizador se considera que ocurre en forma espontánea o por señal espuria en la lógica de control o por algún otro mecanismo cuyo resultado final sea equivalente.

La cuantificación del evento postulado y su evolución en diferentes circunstancias o escenarios de la instalación, se realizó sobre la base de la simulación del transitorio por medio del código de cálculo termohidráulico AMADEUS 3.2 [1] y mediante el análisis de simulaciones realizadas con el código RELAP5/MOD2 [2] [3]. El primero es un código de cálculo desarrollado especialmente para las condiciones de operación de la planta, simulando en detalle el sistema primario mediante volúmenes de control en los cuales se resuelven las ecuaciones de conservación del movimiento del fluido y los términos de intercambio de calor desde el combustible hacia el primario y desde el primario hacia el sistema secundario en fase líquido-vapor. En cuanto al segundo, corresponde a una adaptación de volúmenes de control representativos de la instalación, manejados desde una nodalización apropiada.

Como primer paso al entendimiento de las consecuencias del evento en consideración se postuló la apertura de la válvula de ducha fría en el instante t=100 s de la simulación, luego de tener condiciones de funcionamiento a plena potencia en los instantes iniciales. En estas circunstancias se obtiene, utilizando el código de la referencia [1], una reducción de presión en el sistema presurizador que se muestra en la Figura 1. Esta reducción genera la detención por baja presión, P < 106 atm, con detención posterior de las bombas principales del sistema de refrigeración y detención de turbina de vapor con conmutación al by pass del condensador, quedando como mecanismo de extracción de la potencia térmica excedente, la circulación natural desde los canales del reactor hacia los generadores de vapor y extracción por medio del sistema secundario en los mismos.

Esta situación se mantiene hasta tanto se alcancen las condiciones de conmutar a refrigeración posterior, por medio de los intercambiadores del sistema moderador y mediante la cadena de extracción que conduce al sumidero de calor de la planta.

El evento cuya simulación se describe ocurrió en la planta el 17/09/85 [4]. Esta salida de servicio se originó por la señal espuria por falla de una tarjeta de retardo de 30 seg., que sin tener señal de entrada producía la orden de apertura de la válvula. A los 21 segundos de iniciado el evento se produjo detención del reactor por baja presión. A los 6 minutos aproximadamente de iniciado el evento se logra cerrar la válvula. Las presiones mínimas en los loops del primario fueron 68,8 kg/cm^2 y 67,9 kg/cm^2. Estos valores estuvieron por encima de saturación, que coincide con los resultados de las simulaciones que se presentan.

El resultado observado en la presión del sistema se puede dividir en tres regiones, caracterizadas por pendientes o variaciones de presiones diferentes. En la primer caída de presión luego de 100 s se puede observar el efecto de la apertura de la ducha, que genera una rápida disminución de la presión hasta producir el disparo de detención del reactor. Esto se observa claramente en la segunda pendiente de la curva, antes de 200 s. El mínimo relativo que se alcanza, se debe a la expansión del moderador por el calentamiento desde el primario y se observa que en el caso del transitorio analizado, esta expansión original se invierte, en la presión, luego de 250 s, generándose desde este momento y hasta el final del cálculo, una caída prácticamente constante de la presión del sistema primario inducida principalmente por la condensación que origina el caudal de la ducha auxiliar en la parte superior del sistema vapor del presurizador. En la Figura 2 se presenta la variación de potencia obtenida en el reactor por acción de la señal de detención.

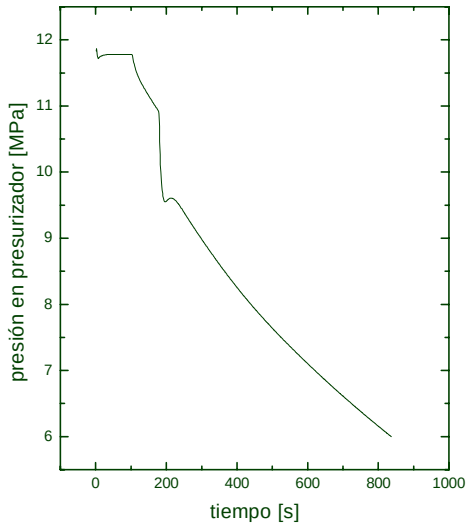


Fig. 1: Evolución de la presión en el comienzo del transitorio.

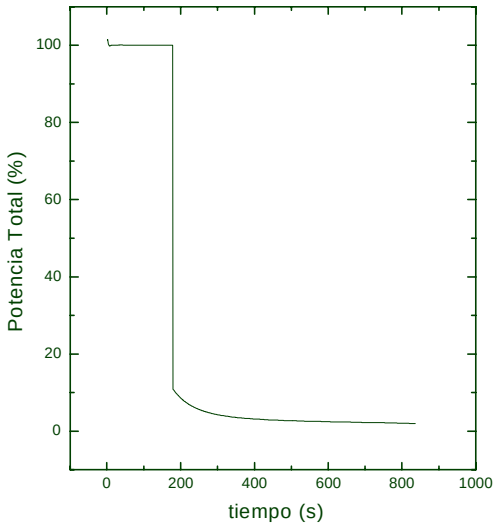


Fig. 2: Variación de la potencia durante el transitorio.

Siguiendo con el análisis del evento resulta interesante observar el resultado obtenido para la evolución de la temperatura a la salida del reactor en el sistema primario mostrado en la Figura 3. En este gráfico se muestran también las otras temperaturas de importancia en el sistema.

Se debe resaltar el comportamiento de la temperatura a la salida del sistema primario, la cual tiende a estabilizarse en un valor del orden de los 256°C. Si se tiene en cuenta que el sistema está en continua despresurización, se puede afirmar, con la presente simulación, que en un tiempo del orden de los 1000 segundos se alcanzarían condiciones de saturación en esta zona.

Otro parámetro interesante es el nivel en el presurizador, Figura 4, en el cual se observa una rápida disminución inicial por efecto de la caída de potencia, seguida del aumento o recuperación del nivel por la compensación generada por la expansión del moderador y la acción de la ducha auxiliar. Esto muestra lo complicado del transitorio inducido en el sistema: disminución de presión con aumento de nivel en el presurizador. El sistema de control de volumen tiende a compensar la expansión con una extracción mayor que el aporte. El resultado neto es la pérdida de inventario en el sistema.

El código utilizado simula en detalle el comportamiento del presurizador y resulta interesante observar cómo responde en la primera parte el sistema de calefactores. El resultado obtenido indica la demanda del sistema durante la evolución del evento. Se debe mencionar que los calefactores actúan en su totalidad cuando la presión se encuentra por debajo de 11.3 MPa. La potencia eléctrica disipada en estas condiciones es de 2,0 MW. La actuación del conjunto de calefactores no alcanza a compensar la disminución en la presión del sistema generada durante el transitorio. En las curvas del caudal que se condensa por efecto de la lluvia se observa también que se pierde progresivamente la eficiencia de la misma, fundamentalmente por el aumento en el nivel del presurizador que implica una disminución de la longitud activa en el proceso de condensación.

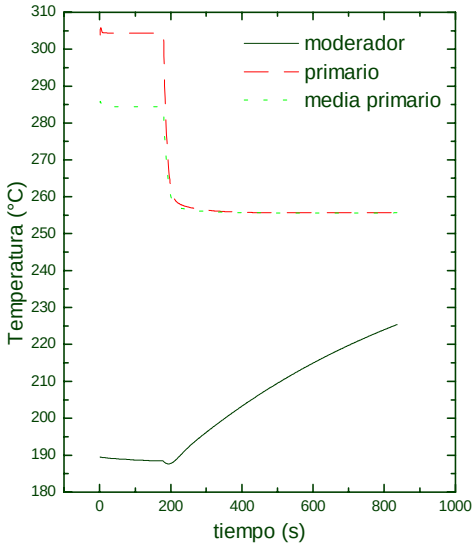


Fig. 3: Evolución de las temperaturas del primario y del moderador.

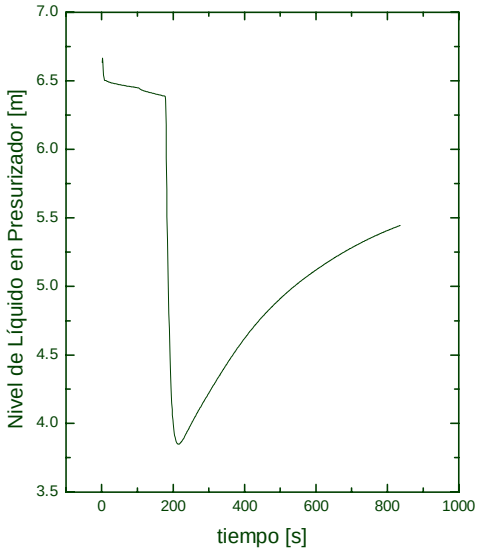


Fig. 4: Evolución del nivel del presurizador durante el transitorio.

Siguiendo con la evaluación se consideró la acción recuperativa de cerrar la válvula en instantes previos a alcanzar condiciones de saturación a la salida del reactor. Para esto se suprimió el caudal de entrada por ducha auxiliar fría en el instante t=800 s. El resultado observado en la variación de la presión se muestra en la Figura 5, donde la simulación se continuo hasta 2000 s. Se observa claramente que la respuesta en la presión es inmediata en cuanto a apartar al sistema de las condiciones de saturación. Considerando un tiempo de cálculo mayor se observa que el transitorio de la recuperación se mantiene hasta que comienza a actuar el sistema de control de volumen por el nivel del presurizador.

En la Figura 6 se observa la evolución del nivel de líquido en el presurizador, donde se ve claramente el efecto de recuperación en el mismo, evitando la desaparición del volumen de vapor. Se puede apreciar que el nivel tiende a estabilizarse para luego comenzar a reducirse. Este proceso continúa hasta que comience a actuar el control de volumen.

En cuanto a las temperaturas del sistema primario, se observó en los resultados obtenidos que el efecto de cierre de la válvula en el sistema de control de volumen permite la estabilización en la temperatura de salida hasta alcanzar condiciones de conmutación a refrigeración posterior por encima de 2000 s. Esto demuestra que el efecto de evitar la acción prolongada de la ducha fría, por debajo de 1000 s, permite recuperar el sistema sin perder los mecanismos alternativos de extracción del calor residual impidiendo la presencia de vapor en el sistema primario y la inundación del presurizador.

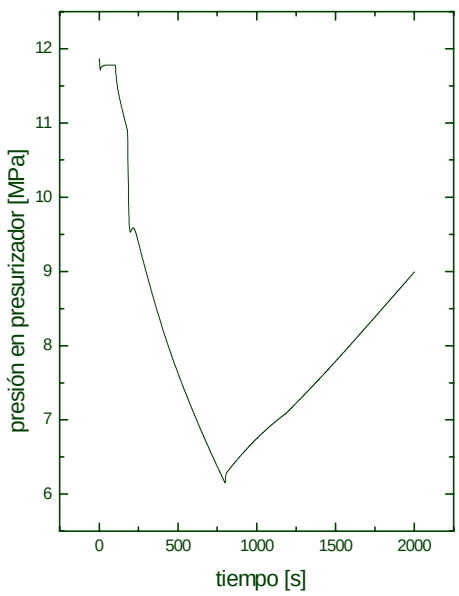


Fig. 5: Evolución de la presión considerando la supresión de la ducha auxiliar fría en t=800 s.

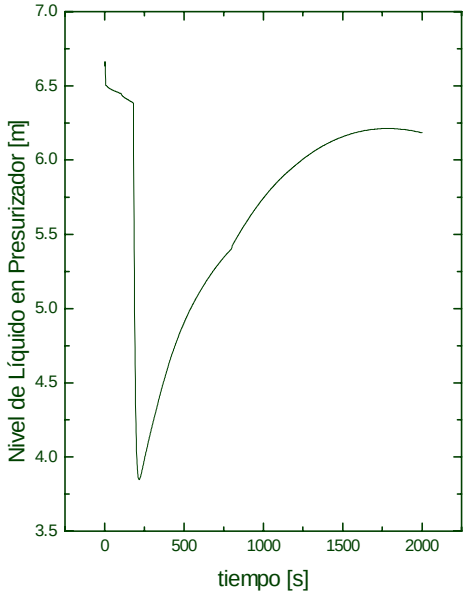


Fig. 6: Nivel de líquido en el presurizador considerando la supresión de la ducha auxiliar fría en t=800 s.

El cálculo para tiempos mayores a 1000 s, permitiendo seguir en condiciones de saturación en el primario, fue realizado con el código de las referencias [2] [4]. En primer lugar, se observa una gran similitud entre los resultados descriptos hasta ahora en el presente informe y los obtenidos con esta otra simulación. La comparación se refiere a los primeros minutos del transitorio.

El tiempo necesario para alcanzar condiciones de saturación resulta en aproximadamente 18 minutos. La diferencia con el cálculo anterior se debe fundamentalmente a una mayor discretización del sistema primario y en particular del núcleo del reactor y dadas las incertidumbres presentes y las aproximaciones realizadas, se puede afirmar que resultan ambos como una buena estimación del tiempo necesario hasta obtener condiciones de saturación.

Los resultados alcanzados en este cálculo indican que la pérdida constante de inventario, alimentada por la expansión general del sistema, hace finalmente que el nivel del tanque del moderador comience a bajar. Este fenómeno conduce a que los caudales en ambas ramas del moderador se reduzcan gradualmente. Se estimó que luego de transcurridas 3 hs 20’ aproximadamente, comienza una rápida pérdida de caudal, acompañada por una disminución en el nivel el tanque del moderador. Este fenómeno anula la capacidad de extracción del calor.

CONCLUSIÓN

Se discutieron los resultados alcanzados en las simulaciones realizadas para demostrar las consecuencias del evento iniciante postulado. Como resultado general se puede manifestar que el evento iniciante desencadena en el sistema primario un comportamiento de alto riesgo. De las discusiones se concluye que una medida alternativa para reducir la ocurrencia de este evento es una modificación al diseño de la instalación, como el agregado de una válvula adicional que actuaría como factor de reducción en la frecuencia de ocurrencia del evento iniciante.

REFERENCIAS

[1] *Germán Guido Lavalle, Código de Simulación de Transitorios de la Central Nuclear Atucha-I, AMADEUS, versión 3.2, CAB-CNEA, 1996. Versión del Código desarrollada para uso en el ENREN.*

[2] *V. H. Ransom et al., RELAP5/MOD2, Code Manual, NUREG/CR-4312 EGG-2396, August 1985.*

[3] *P.Serrano, Análisis del Comportamiento de la Central Nuclear Atucha 1 en la Apertura involuntaria de la Válvula TA10S12. CNA1-APS-IT 832.*

[4] *Salida de Servicio en Atucha-I N°115, 17/09/85.*

[5] *Informe Final (Preliminar) APS, NASA, CNA 1, Abril 1996.*

Radiation Induced Chromosome Aberrations and Interphase DNA Geometry

Nasazzi, N.B.; Otero, D. and Di Giorgio, M.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

RADIATION INDUCED CHROMOSOME ABERRATIONS AND INTERPHASE DNA GEOMETRY

Nasazzi, N.B. (*); Otero, D. (#) and Di Giorgio, M. (*)

(*) Ente Nacional Regulador Nuclear
(#) Comisión Nacional de Energía Atómica

Argentina

SUMMARY

Ionizing radiation induces DNA double strand breaks (DSBs) and their interaction and illegitimate recombination produces chromosome aberrations. Stable chromosome aberrations comprise interchromosomal events (translocations) and intrachromosomal events (inversions).

Assuming DSBs induction and interaction is completely random and neglecting proximity effects, the expected ratio of translocations to inversions is F=86, based on chromosome arm lengths.

We analyzed the number of translocations and inversions using G-banding in 16 lymphocyte cultures from blood samples acutely irradiated with γ rays (dose range: 0.5Gy - 3Gy). Our results give F=13.5, significantly smaller than F=86. Literature data show similar small F values but strongly spread.

The excess of inversions could be explained by a "proximity effect", it means that more proximate DSBs have an extra probability of interaction. Therefore, it is possible to postulate a special chromosome arrangement during irradiation and the subsequent interval.

We propose a model where individual chromosomes show spherical confinement with some degree of overlapping and DSB induction proportional to cross section. We assume a DSB interaction probability function with cut-off length = 1μm. According to our results the confinement volume is ≅ 6.4% of the nuclear volume. Nevertheless, we propose that large spread in F data could be due to temporal variation in overlapping and spatial chromosome confinement.

INTRODUCTION

Ionizing radiation damages DNA and produces chromosome aberrations, generally recognized in metaphase using conventional staining, G banding or Fluorescence in situ hybridization (FISH)(1-3).

The primary mechanism proposed for the production of exchange-type chromosomal aberrations after irradiation of resting lymphocytes is the pairwise interaction of two double-strand breaks (DSBs) an their illegitimate recombination (4).

The simplest aberrations to score in metaphase spreads are dicentrics, which are interchromosomal events, and centric rings, which are intrachromosomal events. These are unstable aberrations and they do not survive after cell division. The stable counterparts are reciprocal translocations and pericentric inversions, respectively, and they are used particularly in retrospective dosimetry due to the fact that they remain recognizable long after overexposure to ionizing radiation. The correspondence between unstable and stable aberration production has been generally confirmed (5).

The observed ratio of interchromosomal interactions (dicentrics or reciprocal translocations) to intrachromosomal events (centric rings or pericentric inversions) indicates that it is smaller than predicted assuming complete randomness, that is: there are more centric rings or pericentric inversions than expected.

The observed excess of intrachromosomal events may be due to a proximity effect (6): two DSBs induced in a short distance have an extra probability of pairwise interaction and recombination. Furthermore, there is evidence of chromosome localization during interphase (7).

Assuming that the excess of intrachromosomal events is due to the above mentioned facts, we propose a lymphocyte DNA spatial arrangement during interphase, where individual chromosomes are

confined to spherical domains which interact among themselves under several constraints. Following this model we estimated, according to our experimental data, the size of the chromosome domain.

MATERIAL AND METHODS

The number of radiation induced translocations and pericentric inversions were obtained from 16 lymphocyte cultures of both sex donors, which are part of our calibration curve data set for low LET radiation using stable chromosome aberrations. Blood samples were acutely irradiated with γ rays from a Co^{60} source (Picker C4M60) with doses ranging from 0.5Gy to 3Gy (mean dose-rate: 0.6Gy/min). Heparinized whole blood from each donor was irradiated and cultured using micromethod for 48 h in 10 ml of RPMI 1640 medium containing 20% fetal calf serum and PHA (0.15 mg/ml). Colchicine was added to the cultures after 47 h of incubation at 37°C and air dried metaphase spreads were prepared.

Translocations and inversions were identified by G banding, according to Seabright technique, modified (8). All metaphases were photographed and analyzed using enlarged prints. We observed 325 reciprocal translocations and 24 pericentric inversions in 1040 banded metaphases. The ratio of interchromosomal to intrachromosomal events is F = 13.5.

MODEL

Let F represent the ratio of translocations to pericentric inversions. Assuming that DSBs are produced at random on a chromosome arm, proportional to its length in base pairs following a Poisson distribution and assuming, in addition, that pairwise DSB interactions and recombinations are completely random and neglecting proximity effects, it is possible to estimate a theoretical value of F (9-11).

$$F = \frac{\sum_{i=1}^{46} (L_i + S_i)(T - S_i - L_i)}{2\sum_{i=1}^{46} L_i S_i} = 86$$

where: L_i = length in megabases of the *i*th chromosome long arm.
S_i = length in megabases of the *i*th chromosome short arm.
T = length in megabases of average diploid set weighted for both sexes.

representing the numerator, the average number of reciprocal translocations and the denominator, the average number of pericentric inversions.The convention for translocation counting assumes complete reciprocity.

It is important to point out that when it was mentioned above that the theoretical F value neglects proximity effects, it means that the individual chromosomes are considered freely distributed in the nuclear volume as a cloud of points which randomly occupy fractions of this volume just according to their lengths.

The obtained value F = 86 is significantly higher than our experimental result F = 13.5 and than those obtained by other authors, considering unstable or stable chromosome aberrations and using radiation of different linear energy transference (12).

A plausible explanation for the observed small F values is that DSBs produced on the two arms of the same chromosome are, in fact and on average, more proximate. It implies additional chromosome confinement in domains during interphase, when DSBs are induced and recombined. The proposed spherical domain volumes are smaller than the nuclear volume. We accept several experimental and theoretical considerations (13) which suggest that the probability function g(r) that two induced DSBs, separated by a distance *r*, will interact and produce an exchange event, has the cutoff form:

g = constant if $r \leq$ h and g = 0 if $r >$ h

Here h is a “maximum interaction distance” and its order of manitude is ≈ 1μm (14).

It is interesting to consider that, even if two DSBs produced at a distance more than h apart could move freely throughout the cell nucleus to get into contact, they may be restituted before their interaction giving, anyway, $g \approx 0$ for $r > h$.

Then, assuming chromosome spherical domains, two DSBs produced in both arms of the same chromosome have an extra chance of interaction than two DSBs produced in different chromosomes because they will more probably lie within 1μm from each other.

Following a different approach, we propose now to analyze DSB induction and interaction assuming three main concepts:

1- DSBs are produced proportionally to the spherical domain geometric cross section, defined as (chromosome length)$^{2/3}$. We consider that all chromosomes have the same diameter but different length. Then, the domain volume is proportional to the chromosome length, its radius is proportional to the (length)$^{1/3}$ and the cross section is proportional to the (lenght)$^{2/3}$.

2- Spherical domains adopt in the nucleus a maximum packing model with 12 nearest neighbors in contact, corrected by nuclear surface effect. Assuming an average chromosome domain, it is possible to evaluate that, independently of the nuclear diameter considered, approximately 7 chromosomes are placed in a "central" location and 39 chromosomes are "peripheral"; this means that they are in contact with the nuclear surface and then surrounded by only 6 neighbors. A precise calculation gives a correction factor = 0.58 to obtain the average nearest neighbor number.

3- Accepting the "maximum interaction distance" = 1μm, every chromosome domain can interact only with a volume fraction of each of the nearest neighbor domains in order to produce translocations.

For each chromosome, the volume fraction δ_i is given by:

$$\frac{\int_0^{h+2R-d} (R_i^{\,2} - x^2)dx}{4R_i^{\,3}/3} = \delta_i$$

where: R = average domain radius.
R_i = domain radius of the *i*th chromosome.
h = maximum interaction distance = 1μm.
d = average distance between domain centers.

Averaging δ_i values of the 46 chromosomes we obtain $\delta = 0.7$, in the case of chromosome domains in contact, where $d = 2R$. When chromosome domains overlap, $d < 2R$. Moreover, *d* decreases due to the fact that expanded domains must remain included into the same nuclear volume.

Based on the above described assumptions the theoretical relationship between reciprocal translocations and pericentric inversions can be written:

$$F = \frac{\sum_{i=1}^{46} (L_i + S_i)^{2/3} \alpha^{2/3} \beta \delta}{2\sum_{i=1}^{46} (L_i + S_i)^{4/3} \frac{L_i S_i}{(L_i + S_i)^2}}$$

where: α = chromosome average length in megabases (140.3)
β = average number of nearest neighbors corrected by surface effect (12 * 0.58)
δ = correction factor due to maximum interaction distance (1μm)

Assuming a cell nucleus diameter d = 8μm, h = 1μm and $\delta = 0.7$ we estimated that the spherical chromosome domains in contact have approximately an average diameter = 2μm and F = 10.7.

If we consider higher values of domain diameters, they get some degree of overlapping and, consequently, the probability of translocations and F values increase.

According to our experimental results, F = 13.5 indicates that domains overlap giving $\delta = 0.88$ and a domain volume = 6.4% of the nuclear volume, with a diameter = 3.2μm.

Literature data show a large spread in F values, even considering experiments using the same radiation quality. The present model allows to represent such dispersion just by varying the domain diameter and, consequently, δ values, but keeping the maximum interaction distance fixed. Hypothetically, it is possible to represent values ranging from F = 0 to F = 15.3. The lowest scale values should correspond to maximum constriction chromosome domains which, if they are ramdomly distributed in the nuclear volume, will remain separate at a distance longer than the maximum interaction distance, giving $\delta = 0$. The highest scale value corresponds to an overlapping degree which results in $\delta = 1$. In order to represent F values higher than 13.5, it would be necessary to enlarge the scope of the present model taking into account the domain relationships with other than the nearest neighbors.

Finally, we propose that in vivo chromosome domain dimension could vary temporarily during interphase, offering different scenarios to ionizing radiation.

REFERENCES

1- Bender, MA; Awa, A; Brooks, A.L. et al. Mutat. Res. 196, 103-159 (1988).

2- Savage, J.R.K. Br. J. Radiol. 62, 507-520 (1989).

3- Lucas, J.N.; Tenjin,T.; Straume,T. et al. Int. J. Radiat. Biol. 56, 35-44 56, 201 (1989).

4- Savage, J. R. K. Prog. Clin. Biol. Res. 340 B, 385-396 (1990).

5- Lucas, J.N. and Sachs, R. K. Proc. Natl. Acad. Sci. USA 90, 1484-1487 (1993).

6- Sax, K. Genetics 25, 41-68 (1940).

7- Manuelidis, L. Science 250, 1533-1540 (1990).

8- Seabright, M. Lancet 2, 971-972 (1971).

9- Cornfort, M. N. Radiat. Res. 121, 21-27 (1990).

10- Morton, N. E. Proc. Natl. Acad. Sci. USA 88, 7474-7476 (1991).

11- Hlatky, L. R.; Sachs, R. K.; Hahnfeldt P. Radiat. Res. 129, 304-308 (1992).

12- Brenner, D. J. and Sachs, R. K. Radiat. Res. 140, 134-142 (1994).

13- Brenner, D. J. Radiat. Res. 124, S29-S37 (1990).

14- Sasaki, M. S.; Kobayashi, K.; Hieda, T. et al Int. J. Radiat. Biol. 56, 975-988 (1989).

The Performance of Regulatory Activities Based on Quality Practices: The Argentine Experience

Sajaroff, P.M.

Presentado en: IAEA Specialists Meeting on the Application of Quality Assurance Programme to Regulatory Organizations Ottawa, Canada, October 1996

THE PERFORMANCE OF REGULATORY ACTIVITIES BASED ON QUALITY PRACTICES: THE ARGENTINE EXPERIENCE

Sajaroff, P.M.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Introduction

By means of a Decree dated August 30, 1994, the regulatory branch of the Argentine National Atomic Energy Commission (CNEA) became a fully independent organization: the National Board of Nuclear Regulation (further on, and for the sake of simplicity, the Regulatory Authority).

The Regulatory Authority is entrusted with all the regulatory functions that were previously assigned to CNEA: radiological and nuclear safety, safeguards and the physical protection of nuclear materials and installations, as well as the participation in non-proliferation activities that were performed by CNEA.

The Regulatory Authority is headed by a Board of 6 members appointed by the Executive, one of them acting as its Chairman. The personnel, laboratories and equipment formerly in possession of CNEA's regulatory branch were transferred to the Regulatory Authority and its structure was adapted to that of a matrix-type organization. The various regulatory works were approached as "activities"[1] (i.e., inspections and assessments, the issue of licenses and authorizations, etc.) and "projects" (i.e., the national report of the Convention on Nuclear Safety, the effects of prenatal irradiation upon the developing central nervous system, etc.), and the corresponding team leaders are responsible for their implementation.

At the same time (August 1994), the branch of CNEA in charge of nuclear power plant operation, as well as an organization acting as the architect-engineer, were re-organized as a State-owned company, independent of CNEA. The Government is presently aiming at privatizing the activities performed by this company. On the basis of the legal framework, this privatization process must be previously authorized by the Congress (the law bill was recently approved by the House of Representatives; it is expected that the Senate will proceed soon).

The new CNEA remains within the public sector. Its present activities are related to the fuel cycle, to radioisotopes and radiation sources, to research and development, and to specialized training in nuclear subjects. Another Government's goal is also privatizing CNEA's neatly productive activities (such as the radioisotope production for medical and industrial uses). Some of these activities were already privatized by CNEA some years ago (i.e., the fabrication of fuel elements for the country's PHWR nuclear power plants) and even recently (such as the fabrication of Co-60 sealed sources, including its commercial aspects).

CNEA was created in 1950 and, among other functions, it was appointed as the competent authority in nuclear matters (except for the use of equipment specifically provided for the generation of x-rays, which is under the control of the Ministry of Health). Several tasks involved in the licensing process were started in 1958.

In 1977, a clear differentiation was made between tasks related to the promotion and use of nuclear energy applications and those of the authority, thus consolidating the present regulatory philosophy based on the performance approach (particularly, regulatory standards and requirements are not prescriptive but essentially aimed at the compliance with safety goals). Within this framework, the Responsible Organization must convince the Regulatory Authority of the fact that, for instance, a nuclear power plant is safe, before a requested Operating License is issued

[1] *Activities* are permanent works during the years, the *projects* have a limited duration (i.e., 2 years).

or when a modification in design is proposed. The role of the Regulatory Authority is being permanently skeptical and critical[2], without taking part of the Responsible Organization. At the most, no objections are found.

Practices applied

Background:

At the beginning, the new matrix-type organization of the Regulatory Authority and the configuration of projects arose the need to formally establish that: a) the managerial level would provide planning, direction, resources and support in order to attain the goals fixed in the projects; b) the people performing the jobs would be the ones reaching the objectives; and, c) the people making the assessments would be the ones analyzing the effectiveness of the managerial processes and the performance of the work in regulatory activities. That is, the basic concepts of quality started to be applied in the operation of the regulatory organization.

For such purpose, both priorities and grades were fixed for regulatory activities. As a first stage, the decision was made: a) to make written procedures available by means of a formal mechanism involving preparation, review and approval (i.e., performance of inspections, issue and follow-up of requirements, qualification of inspectors, administrative controls, etc.); and, b) establishing a methodology for management self-assessment for the various activities and projects[3].

Procedures:

Administrative procedures are presently a legal requirement for Argentine State agencies; consequently, they were considered as a first-priority and started to be applied as of early 1996. Thus, purely administrative activities were classified under 9 processes (purchasing, accounting, budget management, etc.) and a total number of 53 procedures was generated.

Inspection procedures are not to be considered as mere check lists, but as the formal minimal instructions concerning the performance, scope and thoroughness of the inspections, as a provision for interfaces between inspection and support teams (i.e., safety analyses, thermohydraulics, dosimetry, instrumentation, etc.) and as the responsibilities involved in the performance of the inspections, as well as the preparation and approval of their respective reports and the follow-up of the corresponding requirements.

Other procedures that have also been issued formally in 1995 are those applicable to the licensing of relevant installations[4] and its operating personnel, to the issue of requirements regarding relevant installations, to inspection work during scheduled shutdowns in nuclear power plants, etc.

Inspectors' training and qualification:

For approximately two decades, the conditions to be fulfilled by those applying for inspector positions or selected to perform this task (especially in nuclear power plants) have been: a) they must be professionals or, exceptionally, must have certified equivalent training; b) they must take specialized courses[5]; and, c) they must make field practice under the supervision of experienced inspectors plus regular short updating courses. This criterion for the training and qualification of inspectors (including resident inspectors in nuclear power plants) started to be formally applied in early 1996.

[2] A kind of a nagging wife (or husband !), paraphrasing Lord Marshall.
[3] Presently, 21 activities and 13 projects are underway and most of them are specifically scientific and technical.
[4] Such as nuclear reactors, large accelerators and significant radioactive plants (a precise definition is included in the Regulatory Standard AR 0.0.1 "Licensing of Relevant Installations").
[5] Particularly, the post-graduate course on Radiological Protection and Nuclear Safety. This 8-month course has been given anually in Argentina since 1979 and has been sponsored by the IAEA since 1981.

Records:

An improved system of records is being implemented by the Central Register Group (see attached organization chart). A useful tool for this purpose was a computer network installed in late 1995. The system provides the entry and output of records, their identification, indexing, distribution, file location and fast tracing.

In turn, certain permanent documents are being stored in the network and, consequently -under certain restrictions- fast access to them is also being attained. Additionally, as a backup, some documents are being stored in CD-ROM (i.e., licenses and authorizations, records of occupational doses, significant events, main findings during inspections, sanctions, etc.).

The results indicate that this system is already contributing to a reduction of time in performing tasks such as the issue or renewal of licenses (the delay in finding the necessary information is shorter), thus improving the corresponding regulatory efficiency with regard to the customer[6].

The system is also useful in improving interaction among technical teams, because the interfaces mentioned in the inspection procedures are precisely the ones facilitating such interaction (thus reducing the possibility of work groups working as "islands"). Additionally, clear mechanisms are established for crossed functional communications, avoiding the unnecessary overlapping of responsibilities.

Methodologies for management self-assessment:

Self-assessment is regularly performed at the managerial level of the Regulatory Authority. Its purpose is verifying the effectiveness of regulatory processes, ascertaining compliance with objectives and promoting work improvement. Thus, it is possible to identify and to correct managerial weaknesses that may hinder the attainment of objectives. Obviously, the persons conducting self-assessments do not participate in the work being assessed.

As it was mentioned, the organization is matrix-based. One of the tasks of the Planning and Prospective Department (see organization chart) is the performance of regular self-assessments at a managerial level for every activity and project, reporting their conclusions to the Board's Chairman.

Additionally, as required by law, an Internal Auditing Unit performs regular audits concerning the use of assigned budgetary resources and, also, reports to the Chairman. These audits are related to management self-assessment because an efficient compliance with the objectives and the appropriate use of economic resources are interrelated parameters.

On the other hand, the yearly reports sent to the Nation´s Presidency, to the Congress and to other State or private organizations, in which details are provided on regulatory activities, can also be used as an additional tool for self-assessment. These reports describe the tasks performed during the period and, thus, the work scheduled and the results obtained can be compared.

These three modalities of management self-assessment are actually complementary and they are used in enhancing efficiency towards the *right the first time* attitude.

Interfaces:

An interface with the IAEA and with other international organizations of interest for the regulatory function, such as the ICRP and UNSCEAR, has been in practice for years[7]. The communication channels are both formal and informal, which contributes towards better interaction and effectiveness. Formally, interaction is based on an active cooperation with these organizations, with a feedback of experience. [*An example of the results of such interaction is the consistency of Regulatory Standard AR 3.6.1 "Quality Assurance" with the former NUSS 50-C-QA Code.*].

[6] Especially concerning licensees dedicated to medical, industrial, research or teaching applications using radiation sources (involving approximately 1500 installations and 3500 individuals).
[7] Including ABACC and EURATOM, more recently.

Similar communication channels are also maintained with national organizations abroad, such as the CNEN (Brazil); AECB (Canada); AEA (Egypt); CEA -comprising IPSN- (France); CSN (Spain); NRC, DoE and EPRI (USA); etc. Other agreements with the DSIN (France), CNS (South Africa) and NRPB (UK) are being prepared.

A similar interface is maintained with licensees. The communication channels between the Regulatory Authority and the Responsible Organization are also both formal and informal and operate at different managerial levels. The objective is maintaining a fluent interaction between both organizations based on technical competence, cooperation and mutual confidence, fostering safety.

Formal communications involving significant matters (i.e., the issue of a nuclear power plant's operating license, the application of important requirements, etc.) are sent from the Board's Chairman to the top level of the Responsible Organization. When referred to not-so-relevant matters, those communications are issued at a lower managerial level. In turn, when the Responsible Organization must communicate formally with the Regulatory Authority, a similar procedure is applied. Informal communications are fostered at every level because, although they are not included in the procedures, they facilitate interaction.

The interface with other domestic specialized organizations providing advice to the Regulatory Authority on specific topics (i.e., the Federal Police's Fire Brigade on fire protection, university institutes dedicated to seismologic matters, analyses of structural dynamics, reliability of electrical grids, etc.) is similar and occurs through formal and informal channels.

Consultation on regulatory rules:

Until recently, the Regulatory Authority used to issue the standards after an informal interaction with the Responsible Organizations. The mechanism involved analyzing the drafts of the standards until a reasonable consensus was reached. After that, the standards were enforced.

In early 1996, the Regulatory Authority formalized and extended this mechanism by means of a consultation procedure applied prior to the issue of new standards, or of the updating of the existing ones, applicable to already-licensed nuclear installations[8]. For such purpose, the procedure involves the creation, on a case-by-case basis, of a committee including two specialists from the Regulatory Authority and two from the Responsible Organizations on which the new standard or the modification are to be applied. The committee must issue its opinion, based on a cost-benefit analysis, within a 30-day term. On the other hand, the licensee must provide its opinion on the technical feasibility and on the costs involved in the implementation of the regulatory innovation.

Benefits and drawbacks

No serious difficulties arose when these quality practices started to be applied gradually within the Regulatory Authority. This was the logical result of evolution and even of a change in mentality. There was, indeed, a need for: a) an adaptation stage, when the Regulatory Authority was reorganized and shifted into a matrix-type organization during the second half of 1994; and, b) tasks aimed at convincing of the fact that work must adjust to pre-established procedures. Still, these tasks cannot be considered as completed. Modifying habits is not immediate when the primary goal is awareness.

Motivating regulatory personnel:

Although there was not an implementation of a formal quality assurance program, the essential fact is that people in several levels of the organization are already convinced that they must: a) apply quality practices in regulatory work; and, b) motivate people, making them feel a part of the quality process.

[8] Implying significant modifications to the design or to structures or systems of relevant installations.

This, in turn, is consistent with the Argentine regulatory system, which is performance-based, avoiding formal matters that do not contribute to an improvement in safety.

Developing actions:

The implementation of a specific activity named "Quality in Regulatory Activities" has been scheduled for late 1996-1997, aiming at continuous progress in the application of quality practices to such activities. A draft version has already been prepared and is presently under discussion.

Besides, Regulatory Standard AR 3.6.1 on quality assurance applicable to nuclear power plants and other relevant installations is being revised. The objective is reaching a new version that is consistent with the IAEA's 50-C-Q Code and, obviously, it will also be aimed at the Responsible Organizations. Simultaneously, the preparation and analysis of the new standard will contribute to a further diffusion and comprehension of quality assurance based on performance at other non-managerial levels of the Regulatory Authority, as well as at those in other organizations.

Additionally, the description of the quality practices applied by the Regulatory Authority in its own organization is one of the topics to be considered for the national report of the Convention on Nuclear Safety[9]. It will also provide a supplementary dissemination of these new concepts, specially during the peer-review process foreseen for such reports.

Need for guidance

No specific guidance was required when quality practices started to be applied in the organization of the Regulatory Authority. The experience obtained from regulatory activities with regard to quality assurance (i.e., inspections and audits) and from the active interface with the IAEA in the preparation of the 50-C-QA and 50-C-Q Codes, including their Safety Guides, allowed for the initiation of this process and even for further progress.

However, this may not be the case in other regulatory organizations. Consequently, an analysis might be necessary to establish if it is convenient to do, at least, with general criteria for such purpose.

Conclusions

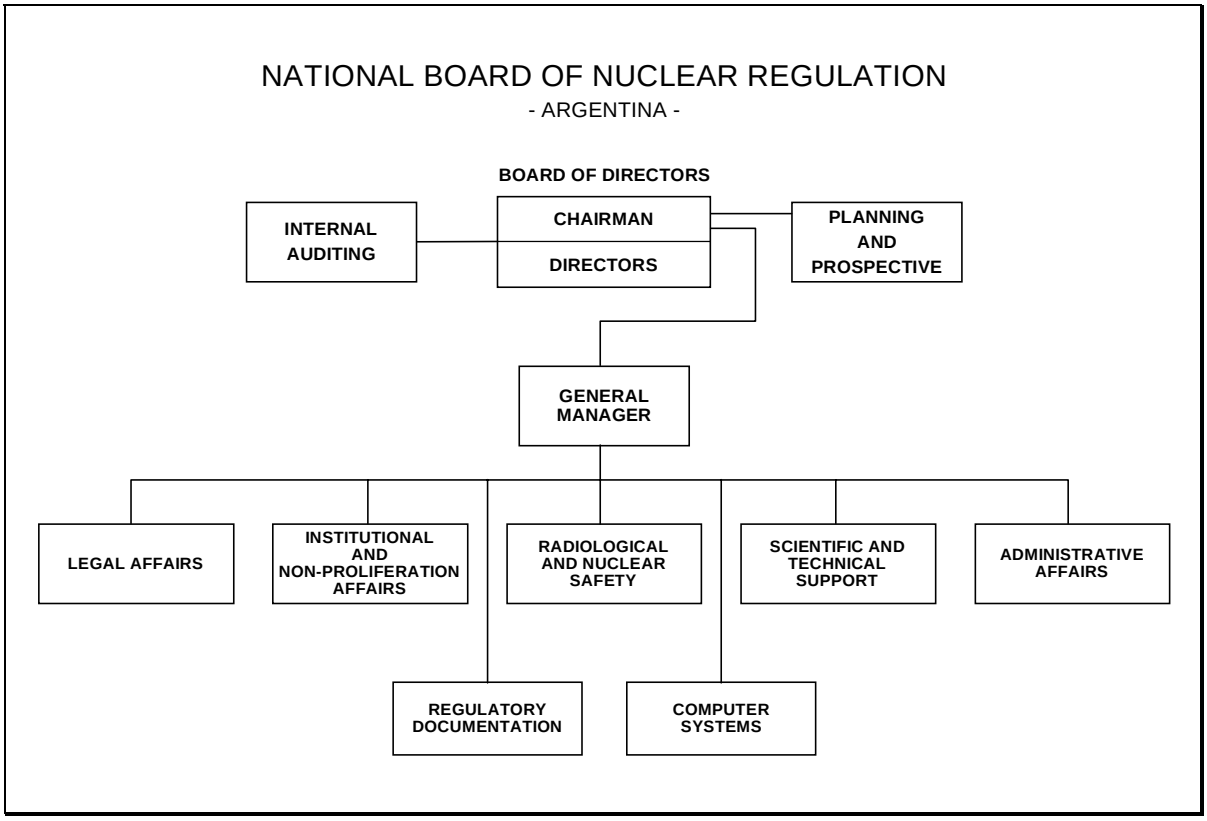
Although the regulator-operator relationships or certain cultural issues (such as the approach to a regulatory system) may differ among the various countries, the common objective is, undoubtedly, attaining a good regulatory performance.

The results obtained so far indicate that one of the tools in attaining such objective is the application of quality practices within the regulatory organization itself. [*At the Meetings of the Senior Regulators Peer Group Discussions on Regulatory Practices held by the IAEA during 1995-1996, it was considered that QA disciplines are helpful in promoting regulatory effectiveness. Besides, one of the recommended good practices is regular and systematic self-assessment.*].

Regardless the future availability of specific documents that may be used as a guidance, it would be beneficial to exchange experience among regulatory authorities that are already applying such practices in their organizations and, particularly, with those planning to start implementing them.

Buenos Aires, 1996-09-19

[9] Under its Article 13 "Quality Assurance".


NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION
- ARGENTINA -
BOARD OF DIRECTORS
INTERNAL AUDITING
CHAIRMAN
DIRECTORS
PLANNING AND PROSPECTIVE
GENERAL MANAGER
LEGAL AFFAIRS
INSTITUTIONAL AND NON-PROLIFERATION AFFAIRS
RADIOLOGICAL AND NUCLEAR SAFETY
SCIENTIFIC AND TECHNICAL SUPPORT
ADMINISTRATIVE AFFAIRS
REGULATORY DOCUMENTATION
COMPUTER SYSTEMS

References

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Licensing of Relevant Installations, Regulatory Standard AR 0.0.1, Buenos Aires (1984).

SAJAROFF, P.M.; The Argentine Regulatory System, National Board of Nuclear Regulation, Buenos Aires (1996).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series 50-C-Q, IAEA, Vienna (1996).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Quality Assurance, Regulatory Standard AR 3.6.1, Buenos Aires (1980).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY; Development of measures to assess the safety of existing NPPs and the effectiveness of regulations and regulatory actions (including "prescriptive" and "performance based" approaches), Peer discussions on regulatory practices, International Atomic Energy Agency, PDRP-1, IAEA, Vienna (1996).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the follow-up of regulatory requirements to medical and industrial licensees, PR-001 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for regulatory intervention during radiological emergencies, PR-002 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for authorizing the transport of radioactive material, PR-003 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for authorizing the final disposal of sealed radioactive sources, PR-004 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for issuing regulatory requirements to relevant installations, PR-005 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the licensing of relevant installations´ operating personnel, PR-006 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the preparation, revision and approval of regulatory standards, PR-007 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-07-18).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the licensing of relevant installations, PR-008 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-06-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for regulatory inspections during the scheduled shutdowns of nuclear power plants, PR-011 (Rev. 0), Buenos Aires (1995-07-18).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the regulatory evaluation of significant events, PR-012 (Rev. 0), Buenos Aires (1996-08-12).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Principles of regulatory control during the scheduled shutdowns of nuclear power plants, Internal Report IT-334, Buenos Aires (1995-09-22).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the follow-up of regulatory requirements to nuclear power plants (draft), Buenos Aires (1996).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION; Procedure for the follow-up of regulatory requirements to research reactors (draft), Buenos Aires (1996).

SAJAROFF, P.M.; Performance-based Quality Assurance: the Regulatory Point of View, 23rd Annual Meeting of the Argentine Association of Nuclear Technology, Córdoba (1995).

Nuclear Safety Infrastructure in Argentina: The Regulatory Perspective

Sajaroff, P.M.

Presentado en: IAEA Advisory Group Meeting to Develop an Integrated Strategy for Establishing/Strengthening Nuclear Safety Infrastructure, Viena, Austria, diciembre,1996

NUCLEAR SAFETY INFRASTRUCTURE IN ARGENTINA: THE REGULATORY PERSPECTIVE

Sajaroff, P.M.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Background

By means of a Decree dated August 30, 1994, the regulatory branch of the National Atomic Energy Commission (CNEA) became an independent organization: the National Board of Nuclear Regulation.

The Board was entrusted with all the regulatory functions that were previously assigned to CNEA: radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection, as well as the participation in non-proliferation activities that were performed by CNEA.

Six Directors appointed by the Executive, one of them acting as its Chairman, headed the Board. The personnel, laboratories and equipment formerly in possession of the CNEA regulatory branch were transferred to the Regulatory Authority and its structure was adapted to that of a matrix-type organization. The various regulatory works were approached as "*activities*"[1] (i.e., inspections and assessments, the issue of licenses and authorizations, etc.) and "*projects*" (i.e., the national report of the Convention on Nuclear Safety, software reliability, radiological and nuclear accident phenomenology, etc.), the corresponding team leaders being responsible for their implementation.

At the same time (August 1994), the branch of CNEA in charge of nuclear power plant operation as well as an organization acting as the architect-engineer, were re-organized as a State-owned company, independent of CNEA. The governmental goal is to privatize the activities performed by that company. On the basis of the legal framework, this privatization process needed to be previously authorized by the Congress.

The new CNEA remains within the public sector. Its present activities are related to research and development, to the fuel cycle, to radioisotopes and radiation sources, and to specialized training in nuclear subjects. Another Government's goal is also privatizing CNEA's neatly productive activities (such as the radioisotope production for medical and industrial uses). Some of these activities were already privatized by CNEA some years ago (i.e., the fabrication of fuel elements for the domestic PHWR nuclear power plants[2]) and even recently (such as the fabrication of Co-60 sealed sources, including its commercial aspects).

Present scenario

The House of Representatives approved the corresponding law bill for such privatizing process on August 7 1996, and on April 2 1997 the Senate approved it.

By means of this law, the National Board of Nuclear Regulation became the Nuclear Regulatory Authority. It remains an independent organization, entrusted with all the regulatory functions previously assigned to the Board and maintaining a similar organizational structure.

This law authorizes the privatization process of Atucha-I and Embalse, as well as the completion of Atucha-II construction and its further privatization. Simultaneously, the law also authorizes the privatization of the productive activities still performed by CNEA (i.e., the fabrication of radiopharmaceuticals).

---

[1] *Activities* are permanent works during the years; the *projects* have a limited duration (i.e., 2 years).

[2] Atucha-I, a pressure vessel, natural uranium, heavy water, 340 MW_e, on-line refueling reactor whose commercial operation started in 1974, and Embalse, a 635 MW_e CANDU reactor (idem, 1984). A third NPP, Atucha-II (approx. 700 MW_e) is in advanced construction.

Evolution of regulatory activities

CNEA was created in 1950 and, among other functions, it was appointed as the competent authority in nuclear matters (except for the use of equipment specifically provided for the generation of x-rays, which is under the control of the Ministry of Health). Several tasks involved in the licensing process were started in 1958.

In 1977, a clear differentiation was made between tasks related to the promotion and use of nuclear energy applications and those of the authority, thus consolidating the present regulatory philosophy based on the *performance approach*. Within this framework, the Responsible Organization must convince the Regulatory Authority of the fact that, for instance, a nuclear power plant is safe, before a requested Operating License is issued or when a modification in design is proposed. The role of the Regulatory Authority is being permanently skeptical and critical[3], without taking part of the Responsible Organization. At the most, no objections are found.

As from 1977, once the idea of the present regulatory philosophy was consolidated, the corresponding decentralisation was started, the non-corresponding tasks were transferred and the mentality of CNEA's user-promoter organization was gradually changed. Actually, these were not easy or fast tasks. Thus, the regulatory role became more precise and, in turn, the organization was adapted towards improvement in the compliance with its tasks.

The Argentine regulatory system is based on: a) training in radiological and nuclear safety[4] for the personnel performing regulatory work, as well as that involved in the installations submitted to control; b) the independent execution of assessments and analyses for the licensing process; c) the development and application of scientific and technical matters related to safety; and, d) regulatory inspections for verifying compliance with the licenses and authorizations granted.

Regulatory philosophy

As it was mentioned, the regulatory philosophy in Argentina is mainly structured on a performance basis.

In this context, regulatory standards and requirements are essentially aimed at the compliance with safety goals. Therefore, prescriptive requirements are very specific (i.e., dose limits).

Responsibilities

For each relevant installation (i.e., a nuclear power plant), the Regulatory Authority requires that an organization must be identified: the *Responsible Organization*.

This organization is responsible for the radiological and nuclear safety of the relevant installation and will only be authorized to construct, operate or decommission the installation after satisfying the requirements imposed by the Regulatory Authority. The responsibility of the Responsible Organization comprises the design, construction, commissioning, operation and decommissioning stages.

The responsibility of the Responsible Organization implies its obligation to do whatever is reasonable and compatible with its possibilities towards attaining safety, accomplishing at least what is established in the applicable regulatory standards, licenses and requirements imposed by the Regulatory Authority.

The fulfillment of standards, licenses and requirements issued by the Regulatory Authority does not exempt the Responsible Organization from its responsibility for safety or from the accomplishment of standards or requirements imposed by other competent Authorities (i.e., industrial safety; see Appendix 1).

[3] A kind of a nagging wife (or husband!), paraphrasing Lord Marshall.

[4] Particularly, the post-graduate course on Radiological Protection and Nuclear Safety. This 8-month course has been given annually in Argentina since 1977, under the auspices of the IAEA since 1981.

The Responsible Organization may delegate, either totally or partially, the execution of tasks related to safety but it retains the whole responsibility, which cannot be delegated.

The Responsible Organization may be in charge of more than one relevant installation. Presently, this is the case in Argentina: the State company previously mentioned, which is in charge of the two nuclear power plants (NPPs) in operation (Atucha-I and Embalse) and of the third one under construction (Atucha-II), constitutes the Responsible Organization. [*As it was mentioned, Atucha-I is a pressure vessel PHWR-type NPP, natural uranium, heavy water, 340 MW_e, on-line refueling. Atucha-II, located at the same site, is in an advanced construction stage; it will have characteristics similar to those of Atucha-I, although its power output will be double. Embalse is also a PHWR cooled and moderated with heavy water and fuelled with natural uranium, although of the CANDU, pressure-tube type, 640 MW_e and on-line refueling.*].

In each relevant installation, the Responsible Organization must appoint a person belonging to its own organization, called the *Primary Responsible*, who shall be assigned direct responsibility for safety in such installation.

The Primary Responsible must also do whatever is reasonable and compatible with his possibilities towards attaining safety, accomplishing at least the applicable standards, licenses and requirements imposed by the Regulatory Authority. Their mere fulfillment is not sufficient to cover his direct responsibility, nor exempt him from the accomplishment of other regulations not related with radiological and nuclear safety issued by other competent Authorities.

For the appropriate accomplishment of the responsibility assigned to the Primary Responsible, the Responsible Organization must:

a) Give him all the necessary support; and,

b) To verify that he fulfils that responsibility.

Usually, the Primary Responsible is the installation's manager.

The licensing process of relevant installations

In order to initiate the construction, the operation or the decommissioning of a relevant installation, the Responsible Organization must have previously the respective License, granted by the Regulatory Authority.

The *Construction License* is a document by which -under certain conditions- the Regulatory Authority authorizes the Responsible Organization to initiate the construction of a relevant installation. It is granted when the former considers that the standards and requirements applicable to the site, to the basic design and to the expected safety level during future operation have been fulfilled.

The *Operating License* is another document by which -under certain conditions- the Regulatory Authority authorizes the Responsible Organization to initiate the operation of the installation. It is granted when, from the evaluation of documents and studies presented, from regulatory inspections performed during construction and commissioning and from the results obtained during commissioning[5] (see Appendix 2), it arises that, *at the satisfaction of the Regulatory Authority*, the applicable standards and requirements have been fulfilled.

In a similar way, the *Decommissioning License* is a document by which, under certain conditions, the Regulatory Authority authorizes the Responsible Organization to dismantle a relevant installation.

Although there are only three "positive actions" in the licensing process of a relevant installation (the three Licenses), such process involves a continuous interaction between the Responsible

[5] Regulatory Standards AR 3.8.1 "Pre-Nuclear Commissioning" and AR 3.8.2 "Nuclear Commissioning".

Organization and the Regulatory Authority. This is an iterative mechanism, whose complexity is in accordance with the associated risks.

Such an interaction is facilitated by the performance-based characteristics of the regulatory standards and requirements.

The evaluations performed previously to the granting of a License include such matters as safety assessments, the quality system, maintenance, in-service inspections, radiological protection, emergency plans, etc., as well as the Responsible Organizations capability to exert its responsibilities.

The licensing process of operating personnel

As far as the operating personnel is concerned, the Regulatory Authority requires appropriate educational background and training and, additionally, that the people appointed for positions implying significant influence upon safety in relevant installations be subject to the licensing process. The Regulatory Authority on a case-by-case basis, taking into account the Responsible Organizations proposals, as well as the former´s opinion defines these positions.

Requisites for licensing personnel encompass:

Basic education;

Specialized education;

Training;

Re-training;

Psycho-physical fitness; and,

On-the-job performance.

Persons appointed to licensable positions shall get two types of regulatory documents.

The first one is called *Individual License* and credits for both basic and specialized education, and for on-the-job experience in a certain position at a given type of relevant installation (i.e., PHWR NPPs). The specialized education is confirmed by means of an examination. The experience must be certified by the Responsible Organization and accepted by the Regulatory Authority. The Individual License is granted upon the candidate's request and has permanent validity. It is a necessary but not sufficient condition to appoint a person for a specific position in a specific installation.

The second document is a *Specific Authorization*[6]. This is granted by the Regulatory Authority upon request by the Responsible Organization, when the candidate is psycho-physically apt for a licensable position and credits a proper on-the-job training verified through examination, and an acceptable on-the-job performance. The Specific Authorization has a maximum validity of two years and can be renewed if the aforesaid conditions are met.

Its validity can be shorter should medical doctors certify a psychophysical fitness shorter than two years. Additionally, there are regular re-training requirements with examinations, which can act as a further limiting factor of this time period.

Information concerning personnel licensing is another matter taken into account before granting the Operating License, including:

[6] Regulatory Standards AR 0.11.1 "Specific Authorizations for the Personnel of Relevant Installations" (Rev. 1) and AR 0.11.2 "Psychophysical Aptitude Requirements for Specific Authorizations" (Rev. 1).

Organization chart;

Profile of each position;

Training programme;

Proposal of the licensable positions.

Safety committees

Following regulatory requirements, each NPP in operation has an *Internal Safety Committee*, which, among other duties, evaluates the events occurred in the installation and advises the Primary Responsible on the corrective actions that may correspond. In turn, the Responsible Organization does with a *Technical Review Committee*, acting as its advisor, that analyses the events occurred in both NPPs. When an event has a significant influence upon radiological or nuclear safety, or implies a deviation from the operational limits and conditions established in the Operating License, the resulting eventual modifications to the installation or to procedures are analyzed by the former Committee before authorization for their implementation is requested by the Responsible Organization from the Regulatory Authority.

Interfaces and lines of communication

In order to keep updated, active links with research and development sectors, both within CNEA itself and outside of it, are maintained. This allows for an exchange of knowledge and experience, and even for the use of their services when such sectors are not related to the installations within the framework of the licensing process. Besides, for the same purpose, agreements are signed with technological organizations (i.e., university institutes) in areas not covered by its own specialists (i.e., reliability of electrical grids, seismological matters, etc.).

Additionally, lines of communication with the IAEA and other international organizations of interest for the regulatory function, such as the ICRP and UNSCEAR, has been in practice for years[7]. These lines are both formal and informal, which contributes towards a better interaction and feedback of experience. [*A recent example is the consistency of the recently revised Regulatory Standard AR 3.6.1 (Rev. 1) "Quality System" with the new NUSS 50-C-Q Code*].

The same scheme is also maintained with national organizations abroad, such as the CNEN (Brazil); AECB (Canada); AEA (Egypt); CEA and IPSN (France); CNS (South Africa); CSN (Spain); NRPB (UK); NRC, DoE and EPRI (USA). Other agreements are being prepared.

A similar interface in maintained with applicants/licensees. The lines of communication between the Regulatory Authority and the Responsible Organization are also both formal and informal and operate at various managerial levels. The objective is maintaining a fluent interaction.

Formal communications involving significant matters (i.e., the issue of a NPP operating license, the application of important requirements) are sent from the Regulatory Authority's Chairman to the top level of the Responsible Organization. When referred to not-so-relevant matters, those communications are issued at a lower managerial level. In turn, when the Responsible Organization must communicate formally with the Regulatory Authority, a similar methodology is used. Informal communications are fostered at every level because they facilitate interaction.

Regulatory exigencies

Regulatory exigencies are generally designated by means of a single pseudo-synonym, "requirements", but from a strict point of view, they are classified as Requirements, Recommendations and Requests for Additional Information.

A *Requirement* is a demand by the Regulatory Authority that must be fulfilled by the Responsible Organization as requested.

[7] Including ABACC and EURATOM, more recently.

A *Recommendation* differs from a requirement in the fact that the Responsible Organization has two options: either fulfilling it as such or obtaining, at least, the same results through diverse engineering solutions proposed to the Regulatory Authority (that is, it is a more flexible demand than that involved in a requirement, as far as how to fulfil it).

A *Request for Additional Information* is also a mandatory demand by which a greater degree of detail is requested concerning the provided documentation.

Competence in the regulatory function

There are two concepts that are usually confused when dealing with regulatory actions: those of technical and legal competence.

In order to guarantee an adequate control function, the regulatory organization performing such function must have its own capacity for carrying out independent assessments. *Technical competence* is the one allowing ensuring an adequate control. However, in practice, this function cannot be exercised without the corresponding legal framework, that is the *legal competence*.

It is essential that legal competence be granted to an agency having a reckoned technical competence.

Methods applied and areas covered in NPP safety assessments

Safety assessments include a systematic review of the ways in which structures, systems and components might fail and the identification of their consequences. The Regulatory Authority uses two complementary methods: inspections and evaluations.

Inspections are performed in order to examine items and verify processes as from a radiological and nuclear safety point of view. Inspections are classified as routine and special inspections, and most of them are generally scheduled according to a programme.

Routine inspections are related to day-to-day plant activities and aimed at verifying compliance with requirements. Resident inspectors usually carry them out.

Special inspections are performed in specialized areas (i.e., nuclear instrumentation, dosimetry, failure analysis, etc.) and, in their performance, qualified members of other regulatory groups supplement resident inspectors. For some subjects (such as dynamic seismic analysis, corrosion, etc.) the Regulatory Authority does not have its own specialists. In these cases, inspections are performed jointly with appropriate external organizations acting as advisors (i.e., the Fire Brigade of the Federal Police for fire protection). In order to have an independent opinion in those matters; such external organizations shall not be connected with the Responsible Organization.

Inspections cover matters related to both “hardware” (installation) and “software” (documentation and human factors) and the typical topics taken into account for NPPs in operation are:

Compliance with license conditions and other requirements;

Safety matters during scheduled and non-scheduled shutdowns;

Emergency preparedness (i.e., during annual exercises);

Feedback of operational experience (within the Responsible Organization);

Failures or significant events and the follow-up of corrective actions and related requirements;

Follow-up of original design modifications, including new type fuel testing (i.e., LEU);

Implementation of the quality system;

Training, re-training (particularly, how to cope with non-routine situations) and on-the-job performance;

Managerial matters (fulfillment of the Responsible Organization's responsibility vis-à-vis the Primary Responsible, effectiveness of the technical support given by the headquarters' engineering group to the on-site group, etc.);

Managerial attitude (safety culture);

Housekeeping, etc.

Safety evaluations are carried out using deterministic and probabilistic methods.

The deterministic method covers subjects such as thermohydraulics, neutronics, shielding, structural dynamics, etc. The probabilistic safety analysis (PSA) is mainly connected with reliability analysis, human factors, precursor analysis and risk-based inspections. Both methods are considered as complementary.

PSA is used as an analytical technique for integrating diverse aspects of design and operation in order to assess risk for a particular NPP, as well as to develop a database for analyzing plant-specific and generic issues. PSA is a typical requirement in the licensing process for NPPs in Argentina. According to a Regulatory Standard[8], one condition for design acceptance is an accident analysis taking into account annual probabilities of hypothetical accident sequences and the derived radiological consequences in the critical group (maximum individual risk). Such analysis is related to the Safety Goals used by the Regulatory Authority.

The Level 2 specific PSA for Atucha-I has started. Level I was completed in March 1996. The PSA results showed some design and operational weaknesses. Even though such weaknesses were not a matter of special concern, the Regulatory Authority as a priority and of immediate implementation required the corresponding corrective actions. Other actions are of not-immediate execution: a second heat sink (a requirement previously issued which was confirmed by the PSA) and the updating of the safety Report, however their implementation was already initiated.
Regarding the Embalse NPP, its specific Level 1 PSA commenced; the experience acquired from Atucha-I is being applied.

Safety performance indicators

The Regulatory Authority does not formally use these indicators as such. However, this type of figures are considered and analyzed for each NPP as from the trend-setting point of view, for example:

Safety systems actuation,

Safety systems failure,

Safety systems unavailability,

Outages due to safety or control systems actuation, including those externally-induced (i.e., grid failure),

Significant events,

Occupational doses (discriminated by specific tasks).

[8] Regulatory Standard AR 3.1.3 "Accident-related Radiological Criteria".

Feedback of operational experience

Regarding the feedback of operational experience, the reporting of events having influence on safety is required by a specific Regulatory Standard[9]. The Responsible Organization communicates any significant event as soon as possible after occurrence and, then, submits an analytical report thereof to the Regulatory Authority in accordance with the terms indicated in the Operating License, and with prior intervention of both the Internal Safety Committee and the Technical Review Committee.

The main aspects considered in the report are a description of the state of the installation prior to the event; a description of the event itself and sequence of incidents; the actions taken by operators in connection with the event; consequences of the event; and, corrective actions for preventing recurrence of similar events, as well as the potentiality of that event in the other operating NPP. In addition, the report indicates similar or related events that have occurred at the installation, providing an assessment of their implications to safety and detailing the corrective actions taken.

The Regulatory Authority performs its own independent safety evaluation (i.e., analysis of precursors based on the event sequences), whose results may also bring along patterns for the application of corrective actions.

This event-communication criterion underway allows for an adequate identification of and attention to both potentially serious deficiencies and the consequences of any events whose occurrence may imply near misses to any of the safety functions.

Every time such an event occurs in a plant, the Primary Responsible also communicates its occurrence to the other NPP, to the Responsible Organization's technical groups (such as engineering) and, as it corresponds, to WANO, COG (CANDU Operators Group) and through the latter, INPO. Additionally, this active interaction of the Responsible Organization generally includes the respective designers[10].

Besides, participation in and interaction with IAEA´s IRS and INES programmes[11] are actively maintained.

In turn, through all those organizations, the NPPs receive an important flow of information on the occurrence of events at installations abroad. This information is distributed among the various sectors of the Responsible Organization. As both plants are of the PHWR type, this reduces the variety and the volume of the received information to be considered and the benefits obtained thereof depend on the similarity between the plant where the event occurred and Atucha or Embalse. In some cases, it stimulates the evaluation of similar potential situations that might occur in one or both NPPs. However, such information is useful for both the Responsible Organization and the Regulatory Authority on topics such as vibrations, corrosion, safety culture, human factors, etc. These topics allow focusing the prevention of potential failure modes that had not been observed in the Argentine plants, even if occurred in different installations.

Additionally, the fact that both nuclear power plants in operation are under the same Responsible Organization allows for a fluent communication among both Primary Responsible and their technical groups. Within this framework, there is an active exchange of operational experience, which is only limited to the differences in design of both installations.

An example of feedback of operational experience in Atucha-I is a requirement issued for the progressive replacement, during programmed outages, of the coolant channels having Stellite-60[12] parts. The goal is compliance with the new occupational dose limits (based on the ICRP 60

[9] Regulatory Standard AR 3.9.2 "Communication of Relevant Events".
[10] Atucha-I is a Siemens-KWU design, while Embalse was designed by Atomic Energy of Canada Ltd. and Italimpianti.
[11] A similar participation and interaction is foreseen with IRSRR (similar to IRS but for research reactors), once formally adopted by the IAEA.
[12] Stellite-60 is a non-ferrous alloy containing 60% Co.

recommendations and included in the corresponding regulatory standard[13]): doses due to the production of Co-60 by activation became unacceptable.

The feedback from Atucha-I to Atucha-II is another example. The Regulatory Authority also prohibited the use of Stellite-60 in coolant channels.

Review missions

In March 1990, an IAEA Mission confirmed the effectiveness of the repair works performed by the Responsible Organization in Atucha-I, as well the adequacy of conditions for restarting. [*As a result of in-core damage arisen from a broken guide tube and fuel coolant channel in August 1988[14], the NPP was shut down and repair works and inspections kept the plant off for 16 months. Nuclear safety was not affected due to the intrinsic characteristics of the design. Operational restart demanded an intensive regulatory effort (more than 200 technical reports were analyzed and special inspections were carried out for about one year)*].

In May 1995, two WANO Missions were performed in Embalse and Atucha-I NPPs, at the request of the Responsible Organization. The corresponding follow-up mission at Atucha-I was carried out recently (during the last week of April and the first one of May).
In December 1996, an IAEA pre-OSART Mission was performed in Embalse. The OSART Mission itself is scheduled for December 1997. Atucha-I is the subsequent step.

In April 1996, an IAEA International Peer Review Service mission (IPERS) was carried out in Atucha-I. The goal was to evaluate the Level 1 PSA performed in this NPP by the Responsible Organization.

Regarding research reactors, the IAEA also performed INSARR Missions in 1973, 1978 and 1992 (RA-3 and RA-4 reactors).

<u>Ageing</u>

Ageing is another aspect under regulatory supervision. The Responsible Organization recently programmed the back fitting of Atucha-I for life extension. In this context, two main regulatory requirements issued in 1994 were the modification of the emergency electrical system and the installation of an alternative and independent heat sink.

<u>Penalties and fines</u>

The provision of a regime involving administrative penalties and fines for cases of non-compliance with the regulations in force, including the discontinuation or cancellation of licenses and authorizations, is considered as necessary. However, the regular management of a regulatory system should not be based on such regime. In fact, if the system is actually effective, penalties and fines must be exceptional and, certainly, not frequent. The opposite would be an indication, among other things, of a poor regulatory action.

This is why a non-formal task of regulatory authorities is that of making responsible organizations and primary responsible aware of their responsibility for safety, so that they -by themselves- embrace the Safety Culture.

The regime applicable to NPPs and to other installations belonging to CNEA up to now only allowed for the application of administrative penalties: the suspension or cancellation of licenses. Contrarily, for applicants/licensees of medical or industrial installations outside CNEA, fines may be charged, in addition to administrative penalties.

To have only administrative penalties for cases of non-compliance in relevant installations (particularly, NPPs) does not seem to be reasonable: it is an extreme case and grading is not allowed. The recently approved law provides a legal procedure for fining the Responsible Organi-

[13] Regulatory Standard AR 10.1.1 “Basic Standard for Radiological Safety”.
[14] A detailed report of this event was published in Nuclear Engineering International “Clearing debris from the core at Argentina’s Atucha-I PHWR”, July 1990.

zation, the Primary Responsible or the operating personnel of nuclear power plants, as well as other relevant installations.

Morals for a regulatory attitude

According to the experience, the performance-based approach adopted involves results that are appropriate to an effective regulatory function.

In this scenario, the licensing process implies an iterative and bilateral interaction between the Regulatory Authority and the Responsible Organization, which is facilitated by the performance-based characteristics of the regulatory standards and requirements. Open attitudes, mutual confidence and technical competence in both organizations are essential for fostering safety.

Responsible organizations should propose solutions to safety problems, trying to convince regulatory authorities that the associated risks are acceptable. On the other hand, the regulators' role is stating whether they are satisfied with such proposals and issuing the applicable requirements.

Regulators must have the authority to enforce requirements, although such exigencies should not be arbitrary (i.e., the implementation of requirements at any cost). A reasonable flexibility -tailored to an appropriate safety level- is necessary.

Regulatory decisions must be based primarily on safety. Other factors also may be considered when *difficult situations* arise and call for a regulatory decision-making process.

Postscript: the Convention on Nuclear Safety

The Congress ratified the Convention by law and the formal communication was sent to the IAEA in due time via diplomatic channels. Argentina participated in the Preparatory Meeting of the Contracting Parties (Vienna, 21-25 April 1997).

Buenos Aires, 1997-05-08

APPENDIX 1

NON-RADIOLOGICAL ACCIDENTS

When the Regulatory Authority authorizes the construction or operation of an installation, this does not exempt the Primary Responsible or the Responsible Organization, from compliance with the standards regulating matters that are non related to radiological or nuclear safety in such installation. Such standards may be issued by other competent national, state or local authorities and related to subjects such as the control of conventional liquid effluents, the management of non-radioactive wastes, fire prevention, etc.

Both industrial regulations and the applicable rules of the art shall also be taken into account in the design, construction, commissioning, operation and decommissioning, so as to provide for adequate protection against conventional accidents (i.e., electrical discharges).

On the other hand, the installation may include a considerable inventory of potentially hazardous chemicals that, in case of an accident, may have consequences upon workers or the public. In such cases, the conventional safety level and the eventual countermeasures for an emergency of such nature must be taken into account. There may even be installations that are exempted as from a radiological viewpoint and involving an inventory of non-radioactive toxic substances that requires a specific conventional emergency plan. That is: a non-relevant installation as from a radiological point of view, may be relevant as from the conventional one.

The Regulatory Authority has no legal or technical competence in dealing with non-radiological accidents and does not evaluate these matters, except for those cases in which:

A conventional accident may, in turn, directly or indirectly, produce another accident with radiological consequences (i.e., a fire in the cable trays at a reactor building);

A material involves, simultaneously, radiological and conventional issues (as it is the case of the UF_6).

APPENDIX 2

REGULATORY REQUIREMENTS FOR THE COMMISSIONING OF NUCLEAR POWER REACTORS IN ARGENTINA

For the Regulatory Authority, *nuclear commissioning* is the process comprising all the planned tasks to be undertaken in a nuclear power plant, from loading the reactor with fuel and moderator to final tests at full power. Through this process, it must be verified that the plant meets all the necessary conditions for safe operation and, in particular that the performance of the reactor and its associated systems are in accordance with the design criteria.

1.- The Responsible Organization must establish a nuclear commissioning programme and the corresponding organization for its implementation, stipulating the qualifications and training requirements for the personnel involved in the programme.

The programme must demonstrate:

a) Compliance with design objectives;

b) Ability of the power nuclear plant to operate safely under normal operating conditions and in the event of foreseeable operational incidents; and,

c) Correct operation of the systems provided to cope with accidental situations.

The programme must clearly define the test objectives, the methods, the conditions and the acceptance criteria for all the systems.

The programme must be divided into stages including, at least, loading of fuel and moderator, pre-critical tests, initial criticality, raising power tests, and full power tests.

The information obtained from the specified tests must demonstrate that there are no significant differences between the actual reactor parameters as-built and those provided in the Safety Report, and must confirm the assumptions used to predict reactor performance under operational and accidental situations.

The programme must provide tests for verifying the appropriateness of operational procedures provided for all foreseeable abnormal situations, and if the established operational limits and conditions are adequate and practicable.

The programme must describe the adopted safety requirements, which will cover, at least, a specific emergency plan, the procedures to be used while reaching criticality, the provided alarm systems, the effectiveness of the protection system, etc.

An appropriate quality system must be established for all nuclear commissioning activities.

2.- The Responsible Organization must appoint an *Ad-hoc Committee*. Its members shall be qualified people with experience in the design, construction and operation of similar nuclear power plants to that to be commissioned. The Responsible Organization must propose to the Regulatory Authority the integration of this Committee.

Decisions related to nuclear commissioning must be taken by the Ad-hoc Committee. The operator can only execute those actions previously authorized by the Committee.

Transition from one stage to the next one requires the review and authorization by the Ad-hoc Committee of the previous stage. Such authorization must be subject to the prior favorable opinion of all its members.

The Responsible Organization must submit to the Regulatory Authority the internal working procedure of the Ad-hoc Committee. This procedure shall include at least the following conditions:

a) All decisions shall be unanimously taken; and,

b) All safety related matters where unanimity is not possible to be reached must be referred to the Regulatory Authority.

3.- At the end of its functions, the Ad-hoc Committee must submit a report to the Regulatory Authority. Its submission -obviously, with a positive recommendation- is one of the requisites to be fulfilled for granting the Operating License.

REFERENCES

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION, Licensing of Relevant Installations, Regulatory Standard AR 0.0.1 (Rev. 2), Buenos Aires (1996).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION, Basic Standard for Radiological Safety, Regulatory Standard AR 10.1.1 (Rev. 1), Buenos Aires (1994).

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Regulatory Standard AR 3.17.1, Buenos Aires (1995).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Installations, A Safety Fundamental, Safety Series No. 110, IAEA, Vienna (1993).

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Safety Culture, Safety Series 75-INSAG-4, Vienna (1991).

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, The Safety of Nuclear Power, Safety Series 75-INSAG-5, Vienna (1992).

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Potential Exposure in Nuclear Safety, INSAG-9, Vienna (1995).

INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, Vienna (1996).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Governmental Organizations, Safety Series No. 50-C-G (Rev. 1), IAEA, Vienna (1988).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Series No. 50-C-O (Rev. 1), IAEA, Vienna (1988).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Policy for Setting and Assessing Regulatory Safety Goals, TECDOC-831, IAEA, Vienna (1995).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Inspection and Enforcement by the Regulatory Body for Nuclear Power Plants, Safety Series 50-SG-G4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (1996).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Development of Measures to Assess the Safety of Existing NPPs and the Effectiveness of Regulations and Regulatory Actions (including `Prescriptive´ and `Performance based´ Approaches), PDRP-1, Peer Discussions on Regulatory Practices, IAEA, Vienna (1996).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management of the Utility-Regulatory Interface, Working Document, IAEA, Vienna (1996).

MARSHALL, W.; "Problems of introducing new technology", Nuclear Energy, Vol. 21, No. 6, 371-376, (1982).

SAJAROFF, P. M.; “The nuclear regulatory system in Argentina”, Lecture at the Post-Graduated Course on Radiological Protection and Nuclear Safety, Buenos Aires (1996).

NOWOTNY, G. A., SAJAROFF, P. M.; "Acquired experience in the examination and inspection of safety conditions at nuclear installations in Argentina", Proceedings of an International Symposium on Safety Codes and Guides (NUSS) in the light of current safety issues, International Atomic Energy Agency, IAEA-SM-275/10, Vienna (1984).

SAJAROFF, P. M.; “The performance approach in quality assurance: the regulatory viewpoint”, 23rd Annual Meeting, Argentine Association of Nuclear Technology, Cordoba (1995).

SAJAROFF, P. M.; “Improving safety of NPPs by learning of experience: practices applied in Argentina”, Nuclear Safety Standards Advisory Group (NUSSAG), International Atomic Energy Agency, IAEA, Vienna (1995).

SAJAROFF, P. M.; “Restart authorization for the Atucha-I nuclear power plant after in-core damage in August 1988”, NUSSAG Workshop on Regulatory Decision-Making in Difficult Situations, IAEA, Vienna (1995).

SAJAROFF, P. M.; “The performance of regulatory activities based on quality practices: the Argentine experience”, Specialists Meeting on the Application of Quality Assurance Programme to Regulatory Organizations, IAEA-Atomic Energy Control Board of Canada, Ottawa (1996).

Fortalecimiento del régimen de no proliferación nuclear: iniciativas y tendencias

Strengthening of Nuclear Non-Proliferation Scheme: Initiatives and Tendencies

Fernández Moreno, S.

Publicado en la Revista Argentina Nuclear, Año 10, Nº 58, pp. 11-15, 1996

FORTALECIMIENTO DEL RÉGIMEN DE NO PROLIFERACIÓN NUCLEAR: INICIATIVAS Y TENDENCIAS

STRENGTHENING OF NUCLEAR NON-PROLIFERATION SCHEME: INITIATIVES AND TENDENCIES

Fernández Moreno, S.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

En los útlimos años ha adquirido creciente importancia la credibilidad sobre los compromisos de no proliferación de armas nucleares, asumidos por los estados que no las poseen, y la verificación del desarme nuclear, a medida que las potencias nucleares dan indicios sobre su intención de reducir los arsenales de armas de destrucción masiva.

A partir de 1992, la comunidad internacional promovió la revisión crítica del sistema de salvaguardias aplicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), que consisten en mecanismos de verificación internacional, que permiten a los Estados demostrar su adhesión a los compromisos de no proliferación.

Esta revisión apareció directamente vinculada a la confirmación de actividades nucleares en Irak, incompatibles con sus compromisos en virtud del "Tratado de No-Proliferación Nuclear" (TNP).

El propósito fue entonces, identificar nuevas medidas que permitieran aumentar las seguridades del Organismo Internacional de Energía Atómica sobre el cumplimiento de tales compromisos y mejorar la eficiencia del sistema a través de nuevas técnicas y una mayor cooperación con los estados.

Este proceso y las propuestas que resultan del fortalecimiento del sistema, plantean interrogantes y abren un debate más general, en cuanto a las facultades legales que los Estados están dispuestos a otorgar a los organismos internacionales de fiscalización.

Se trata de una cuestión sumamente compleja, que lejos de agotarse en la definición o precisión de nuevos métodos o procedimientos de verificación en

During the last years, the credibility of the commitments to non - proliferation of nuclear weapons, taken on by states which do not possess them, as well as the verification of nuclear disarmament, have become significant, as nations which developed nuclear weapons show a tendency towards decreasing their arsenals of massive destruction.

Since 1992, the international community has promoted a critical revision of the safeguards systems used by th International Organism of Atomic Energy (OIEA), which consist in mechanisms of international verification that allow the states to adhere to the non - proliferation commitments.

This revision was directly linked to the confirmation of nuclear activities in Irak, incompatible with the commitments regarding the 'Non - Proliferation Treaty' (TNP)

The purpose was then to identify new measures that would allow to increase the security of the International Organism of Atomic Energy regarding the fulfilment of such commitments, and to improve the efficiency of the system through the use of new techniques and a higher cooperation with the states.

This process and the proposals which emerge from the strenghtening of the system open questionings and a more general debate in relation with the legal rights that the states are willing to give to the international supervisory organisms.

A highly complex matter is being dealt with, and it is far from finishing with the definition and precision of the new methods or procedures of verification in a strategic question such as the pacific

una materia estratégica, como el desarrollo pacífico de la energía nuclear, afecta a la evolución del derecho y relaciones internacionales, a la credibilidad de los tratados internacionales y, consecuentemente, a definir cuál es el equilibrio adecuado entre estos nuevos poderes y los principios básicos que gobiernan su otorgamiento. Los estados tienen, en este sentido, la responsabilidad de preservar la credibilidad del sistema de verificación internacional poniendo a resguardo los principios básicos, a fin de asegurar su aplicación exitosa.

Cualquiera sea el resultado del debate, no sólo es deseable el fortalecimiento, sino también su logro al menor costo posible, preservando adecuadamente los aspectos tecnológicos, comerciales e industriales de la aplicación pacífica de la energía nuclear.

ANTECEDENTES Y EVOLUCION

En diciembre de 1993, la Junta de Gobernadores del OIEA solicitó a su Secretaría la presentación de propuestas concretas que atendieran a los objetivos de fortalecimiento y eficiencia, debiendo resultar en un sistema de verificación integrado y efectivo. Desde ese momento, la Junta de Gobernadores ha analizado las distintas propuestas presentadas por la Secretaría del OIEA bajo la denominación de "Programa 93+2" (nombre que indicó el inicio del programa de prueba de estas medidas y la preparación de una propuesta concreta a la Junta de Gobernadores del OIEA en 1995).

Durante la Conferencia de Revisión del TNP en 1995, cuyo hito fundamental fuera la extensión indefinida de su vigencia, el análisis del fortalecimiento de las salvaguardias y la mejora de su eficiencia, cobró nuevo ímpetu y continúa siendo uno de los temas más relevantes para la comunidad internacional especializada, junto con otras iniciativas en el campo de la no proliferación nuclear y el desarme, tales como el "Tratado para la Prohibición Completa de Explosiones Nucleares" (CTBT) y la negociación de un tratado para la prohibición de la producción de materiales fisionables para armas nucleares ("Cut-Off Convention").

Ese mismo año, la Secretaría de la OIEA inició la aplicación de aquellas medidas del Programa que la Junta consideró dentro del marco legal existente. Las que requerían dotar al OIEA de facultades legales adicionales, fueron objeto de diversas recomendaciones de la Junta de Gobernadores a la Secretaría, que requirió mayores precisiones sobre los aspectos jurídicos, financieros y técnicos involucrados

development of nuclear weapons. It affects the evolution of international relations and rights, the credibility of international treaties and the definition of the adequate balance between these new powers and the basic principles that rule them. Regarding this last point, the states have the responsability to preserve the credibility of the international system of verification and to assure that the fundamental principles are kept, so as to achieve the successful application of the system.

Whichever the result of the debate might be, not only the strengthening is important, but also reaching it at the lowest cost, as well as taking good care of the protection of the technological, commercial and industrial aspects involved in the peaceful use of nuclear energy.

Antecedents and evolution

In December 1993, the Board of Governors of the OIEA asked its Secretariat to provide concrete proposals regarding the strengthening and efficiency that were being seeked in order to obtain an integrated and effective verification system as a final result. From that moment onwards, the Board of Governors has analized the different proposals made by the OIEA Secretariat under the name of 'Program B + 2' (this name marked the beginning of the program for testing these measures and the preparation of a concrete proposal to the Board of Governors of OIEA in 1995).

It was during the Conference of Revision of TNP in 1993, whose milestone was the indefinite extension of its validity, the analysis of the strengthening of safeguards and the improvement of its efficiency, when this scheme grew stronger, and it is still one of the most relevant topics for the international specialized community, along with other initiatives in the field of non - proliferation and disarmament, such as the 'Comprehensive Test Ban Treaty' (CTBT) and the negotiation of a treaty for the prohibition of the production of fissionable materials used in nuclear weapons ('Cut-Off Convention').

In the same year, OIEA Secretariat started to implement the measures of the program that the Board considered to be within an existing legal frame. The ones which called for additional legal rights for OIEA were thouroughly discussed between the Board and the Secretariat, and finally , more precision about legal, financial and technological aspects was seeked in the proposals. After several deliberations, the Board decided, in its meeting of

en las propuestas. Luego de varias deliberaciones, la Junta decidió en su reunión de marzo de 1996, establecer un "comité intergubernamental de expertos", de composición abierta a todos los Estados Miembros, con el objetivo de definir y precisar el alcance de las nuevas medidas y un marco legal adecuado. Estas, hoy bajo análisis del comité de expertos, son básicamente de índole cualitativa, a diferencia de las actuales basadas en criterios de aplicación y evaluación, objetivos y cuantitativos.

La tarea del comité, consiste en acercar posiciones sobre el instrumento legal en negociación, a través del logro de un adecuado equilibrio entre los legítimos intereses de los Estados respecto a los usos pacíficos de la energía nuclear, incluidas sus obligaciones constitucionales y el mayor acceso a información y lugares contemplados en las propuestas del OIEA.

Las medidas propuestas podrían resumirse en tres áreas principales:

- Información adicional a la suministrada actualmente al OIEA por los Estados;
- Análisis y evaluación de toda información disponible por parte del OIEA ;
- Acceso del OIEA a otros lugares en los Estados, incluidos aquellos que no necesariamente estén vinculados a la actividad nuclear.

Estas comportarían para las naciones, obligaciones adicionales a las previstas en la actualidad para la aplicación de las salvaguardias internacionales amplias, dado que van más allá del conocimiento y verificación de los inventarios de materiales nucleares y de las instalaciones destinadas a la actividad nuclear, orientándose más hacia evaluaciones de consistencia y dirección de los programas nucleares pacíficos.

En su origen, estas propuestas fueron diseñadas para países como la Argentina, que han concertado acuerdos de salvaguardias amplias ("full scope safeguards"). Sin embargo, en las deliberaciones de la Junta de Gobernadores del OIEA y en el marco de la negociación multilateral del Comité, se evidenció el deseo de la comunidad internacional de lograr la aplicación universal de parte de las mismas, a través de la adopción de un compromiso jurídicamente vinculante de las potencias nucleares y de los países que aún no han adherido al sistema de salvaguardias amplias.

La adopción de este compromiso facilitaría el consenso sobre la materia en discusión, fortalecería el sistema de salvaguardias internacionales y contribuiría a lograr una mayor transparencia de las actividades

March 1996, to establish an 'inter-governmental committee of experts', its formation being open to all States Members, with the aim of defining and precising the extent of the new measures and an adequate legal frame. These, today supervised by the experts committee, are basically qualitative, different from the current ones, objective and quantitative, based on criteria of application and evaluation.

The task of the committee consists in shortening the distances among the positions on the legal instrument in negotiation, by means of an agreement of adequate balance between the legitimate interests of the states in relation with the peaceful uses of nuclear energy, including their constitutional obligations, and a higher access to information and places contemplated in the proposals of the OIEA.

The proposed measures could be grouped in three main areas:

- *Additional information to the currently provided by the Sates to the OIEA;*
- *Analysis and evaluation of the OIEA of all available information*
- *Access of the OIEA to other places in the States, including those that are not necessarily linked to nuclear activities.*

These would constitute additional obligations of the nations to the current ones, for the application of wide international safeguards, since such safeguards go beyond the knowledge and verification of the inventories of nuclear materials and installations of nuclear activities. Instead, they are oriented towards the evaluation of the consistency and direction of the peacuful nuclear programs.

Originally, these proposals were designed for countries like Argentina, which have made agreements of wide safeguards. However, during the deliberations of the Board of Governors of the OIEA and in the multilateral negotiation frame of the Committee, the willingness of the international community was made clear in relation with their universal application. This would be obtained by means of a legal commitment linking the nations which have nuclear powers and the ones that still have not adhered to the wide safeguards system.

The acceptance of this commitment would favour the consensus on the issue being discussed, would strengthen the international safeguards system, and would contribute to the achievement of more transparency in the nuclear activities in all the world,

nucleares a nivel mundial, con el consecuente aporte al otro costado de la no proliferación, el desarme nuclear.

La Argentina ha manifestado desde el comienzo de este proceso su pleno apoyo al fortalecimiento del sistema internacional de verificación y a las iniciativas de no-proliferación nuclear, sin que implique un desmedro al debido resguardo del desarrollo nuclear con fines pacíficos, participando activamente en los foros internacionales dedicados a estas cuestiones.

En este accionar, el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN), en su carácter de órgano competente en materia de salvaguardias y no proliferación, ha participado en las fases de análisis, propuestas, recomendaciones y negociación en todo lo atinente a esta materia, destacándose en estos últimos años, su desempeño ante los organismos nacionales e internacionales en cuanto a las propuestas de fortalecimiento antes referidas así como en el ámbito del desarme nuclear, particularmente con su contribución al proceso de conclusión de la CTBT.

Como se recordará, en agosto de 1994, mediante el Decreto 1540, el Poder Ejecutivo Nacional divide a la entonces Comisión Nacional de Energía Atómia (CNEA) en tres organismos bien diferenciados en su misión, objetivos y áres de competencia.

Las funciones de fiscalización y regulación de la actividad nuclear en la Argentina, que hasta ese momento eran responsabilidad de la CNEA, fueron transferidas al Ente Nacional de Regulación Nuclear (ENREN).

El accionar regulatorio del ENREN, que comprende a la seguridad radiológica y nuclear, las salvaguardias -en sus aspectos nacional e internacional-, la protección física y las emergencias radiológicas, consiste en establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para toda la actividad nuclear que se realice en Argentina y asesorar al Poder Ejecutivo en las materias de su competencia.

CONCLUSIONES

Las recomendaciones del ENREN respecto del fortalecimiento de las salvaguardias internacionales, elaboradas en base a su experiencia y a una actitud constructiva, han puesto de manifiesto la necesidad de una mayor precisión sobre algunos de los aspectos involucrados.

Estos pueden resumirse en:

- el resguardo y adecuada protección de las informaciones que se obtengan por la aplicación

with the consequent cooperation regarding nuclear disarmament, the other side of non - proliferation.

Argentina has expressed since the very beginning its full support to the strengthening of the international verification system and the initiatives of non - proliferation, which does not imply the deterioration of the protection of the peaceful nuclear development . Our country has always actively participated in the international forums dedicated to these issues.

The National Board of Nuclear Regulation (ENREN) has participated in the matters of safeguards and non - proliferation, in the stages of analysis, proposals, advice and negotiation, in an outstanding way over these last years. Its perfomance in front of national and international organisms regarding the strengthening proposals and non - proliferation can be highlighted, especially in relation with its contribution to the conclusion of the CTBT.

In August 1994 the Executive Power, by means of Decree 1540, divided the National Comission of Atomic Energy (CNEA) in three organisms with different objectives and areas of work.

Supervisory and regulatory functions in the nuclear activity in Argentina, for which up that moment CNEA had been responsible, were handed on to the ENREN.

The ENREN performs in the areas of radiological and nuclear safety, national and international safeguards, physical protection, and radiological emergencies; it establishes, develops and applies a regulatory regime for all nuclear activities realized in Argentina, and it advises the Executive Power in these areas.

Conclusions

ENREN recommendations considering the strengthening of international safeguards, elaborated on the basis of its experience and a positive attitude, have showed the necessity of more precision about some of the aspects involved.

They could be summarized in this way:

- *The care and adequate protection of the information obtained through the application of strengthening measures, which result from the Committee deliberations*
- *The adequate safeguards of the legitimate interests of the States, regarding the technological, commercial and industrial aspects,*

de las medidas de fortalecimiento resultantes de las deliberaciones del Comité
- la adecuada salvaguardia de los legítimos intereses de los Estados en cuanto a los aspectos tecnológicos, industriales y comerciales así como de sus obligaciones consitucionales
- la justificación en términos de relación costo-beneficio y de contribución efectiva al fortalecimiento de las salvaguardias de algunas medidas. La necesaria integración eficaz y eficiente de las mismas al sistema de salvaguardias
- el alcance del acceso físico ampliado, justificación y relación con la resolución de inconsistencias. Delimitación del acceso a la propiedad privada
- la naturaleza de las actividades de confirmación para resolver las eventuales inconsistencias que resulten de la información obtenida, las medidas para evitar la ocurrencia de falsas alarmas y los métodos de evaluación y de elaboración de las conclusiones de las salvaguardias
- la aplicación universal de algunas de las medidas de fortalecimiento a todos los Estados Miembros del OIEA, independientemente del tipo de acuerdo de salvaguardias de aplicación y mediante un compromiso jurídicamente vinculante.

La adecuada formulación de estas cuestiones permitirá seguramente el logro del necesario consenso y credibilidad de la comunidad internacional sobre el nuevo sistema de verificación internacional.

La Argentina ha apoyado todo proceso que contribuya a la no proliferación y al desarme nuclear, coincidiendo con otros países, que el consenso sobre un nuevo sistema que permita obtener mayores garantías del cumplimiento del compromiso de no proliferación de modo eficiente, así como las actividades de verificación internacional previstas en instrumentos como la CTBT, aprobada recientemente por mayoría en la ONU, constituyen aportes concretos a la paz y la seguridad internacionales.

as well as their constitutional obligations
- *the cost - benefit justification and the effective contribution to the strengthening of the safeguards of certain measures. The necessary effective incorporation of them to the safeguards system*
- *the range of the widened physiscal access, justification and relation with the inconsistencies resolution. Definition of the limits to access to private property*
- *the nature of the confirmation activities to solve eventual inconsistencies emerging from the obtained information, the measures to avoid false alarms and the methods of evaluation and elaboration of the safeguards conclusions*
- *the universal application of certain measures of the strengthening to all the States Members of the OIEA, independently from the type of safeguards agreement of application, and by means of a linking legal commitment*

The adequate shaping of these issues is bound to allow the necessary consensus to happen, as well as the credibility of the international community on the new international verification system.

Argentina has always backed processes in relation with non - proliferation and disarmament, and it coincides with other countries about the fact that the consensus on a new system allowing to obtain more guarantees for the efficient fulfilment of the commitments to non -proliferation, and the international verification of activities existing in instruments like the CTBT, recently passed by the ONU, contribute to real peace and safety in all nations.

Regulatory Functions and Medical Exposure

Arias, C.F.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

REGULATORY FUNCTIONS AND MEDICAL EXPOSURE

Arias, C.F.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

INTRODUCTION

Must the patients subject to medical radiation practices be protected ?
What does the protection of patients means ?
Who must protect the patients ?
Is it not a sole responsibility of physicians ?
These are some of the questions this paper attempt to discuss.

MEDICAL EXPOSURE

Last international recommendations on radiation protection assign new emphasis to *medical exposure*, the expression used by the International Commission on Radiation Protection to name the exposure of patients to radiation for diagnostic or therapeutic purposes (1). The International Atomic Energy Agency, the World Health Organization, the Pan American Health Organization and other international organizations. (2) have shown similar concern for medical exposure as for ocupational and public exposures. These are signs of a remarkable evolution toward a better protection of the patients.

Medical exposures have some particular characteristics:

a) Patients are *intentionally* exposed to radiation. Benefit from medical practices can not be obtained unless patients receive some dose of radiation (*necesssary dose*).

b) Dose limits are not applicable because benefits and risks of radiation has to be evaluated on the same individuals and therefore there is not room for inequity..

c) Optimization has a lower constrain (necessary dose) while optimization of ocupational and public exposures has upper constrains (dose limit or another constrains)

d) Justification and optimization principles apply to medical exposure. They are more closely interrelated than in any other aplication of radiations. To be justified a medical exposure must produce some *benefit* to the patient health. Benefit depends on the *right prescription* of the practice and the *good quality* of its performance it is to say optimized performance. A medical practice that has not been optimized may have poor quality and provide no benefit to the patient and therefore should not considered to be justified. Prescriptions rely exclusively on *human factors* (the knowledge and experience of physicians). Performance rely on human factors (mainly physicians and physicists) and on *physical factors* (proper equipment, its maintenance and calibration, rigth treatment planning, etc.)

e) Diagnostic practices involve relative small individual doses and very large collective dose. (3) Significant part of collective dose attributable to diagnostic practices in most countries could significantly be reduced without loss of benefit (4) through a better justification and optimization of procedures. Diagnosis is the field of radiation applications where the most substantial reduction of collective dose may be achieved at very low cost.

f) Therapy procedures involve large individual doses and the efficacy of treatments depends on the accuracy and distribution of doses in a very sensitive way. Significant part of therapy procedures may be inefficient due to a poor accuracy in delivering doses to the tumor or failures in protecting normal tissues.

g) Potential exposures asociated to medical sources have to be considered (5). Accidents caused by medical sources are a significant proportion of radiological accidents. Along last fifty years 38 % of deaths in radiological accidents were produced by medical sources (6) and most of them were patiens.undergoing radiation treatments. These only are the recognized accidents. Most of them were caused by significant deviations from prescribed doses. However it is well known that even a small deviation from the prescribed dose (10% for instance depending on the type of tumor) may cause a significant reduction on the cure probability. Unles good quality control procedures are implemented it is quite feasible that nobody realize that a significan fraction of treatments are carried out whith smaller probability of cure than what correspond to a good technique. Where is the boundary between an accident and a bad practice ? Is it a matter of

perception ? Many patients may not have positive reactions to radiation therapy (what may signify death) due to lack of good quality treatments. Should those situations be considered accidents or bad practices ? Radiation therapy is probably the field of radiation applications where more lifes can be saved through a human and physical resources of good quality.

h) There is not public perception of risk from medical sources . Since they are associated with preservation or recovery of health they seem to be inherently good. Medical practice with radiation sources may be carried out with great impunity.

REGULATORY AUTHORITY

Since dose limits are not applicable to medical exposure physicians have unlimited freedom to irradiate patients Regulatory authorities have to decide how deep their regulation on medical exposure should go. Whatever the decision be it will imply some sort of interference with medical practice. .

Regulatory Authorities, when are not the same as Health Authorities may find some conceptual dificulties to aplly regulations on medical exposure.. That means a sort of self constrain to impose requirements because they may collide with medical practice freedom

There can no be restrictions on medical procedures prescriptions Regulations on medical exposure can be oriented to enforce quality improvement through three main tools: by promoting good expertice of the human resources involved, by promoting the use of adequate equipment and techniques and by promoting quality control procedures.

ARGENTINE EXPERIENCE

Argentina started their regularory activities on Radiation Protection in 1958 when the National Atomic Energy Commission (CNEA) iniciated the promotions of radioactive material applications. The first regulations stablished the basic principles of the license process "to attend public utility reasons and to prevent the possible harm of nuclear trasmutation and reactions" (7).

Since that time individual and institutional authorizations were granted by the Regulatory Authority (CNEA) when specific requirements were fulfilled. There are evidences of concern about the protection of patients in that regulation. Physicians had to have specialized education and proper training to be authorized. "Medical facilities had to have adecuate means for a clinic attention of patients." .

Further regulations preceisely defined.the requirements to obtain authorization to utilize radioactive materials or accelerators in medical practices (8). These include specialized courses and training periods of about three years. Those requierements are still in practice and were important steps toward good quality medical exposures. Unquestionably these requierement interfere severily with the profesional freedom of physicians to use ionizing material in medicine. However as this process was accompanied by a true leadership in research and education from the same institution that applied the regulations there was a good degree of acceptation. Another important factor was the fact that every authorization request has been analyzed by an advisory committee integrated by experts in the use of ionizing radiation; most of them physicians or physicists specialized in medical application of radiations. So petitioners have been judged by their peers.

Ap to 1980 institutional authorizations were granted after verification of generic radiation protection and safety measures mainly considering the protection of workers and public There was not special regulation on physical aspects to assure good quality medical exposure.

In 1980 an additional regulation was adopted jointly by the CNEA and the Public Health Secretariat (SSP) exclusively to promote the improvement of medical exposure quality in radiotherapy and nuclear medicine.(9). This regulation was previously discussed with the most representative physicians and physicists in the fields of radiotherapy and nucler medicine.. Their main requirements are:

a) specifications of some characteristics of equipment to avoid excessive obsolescense.
b) specifications on maintenance and quality control of equipment
c) use of complementary equipment for simulation and calibration
d) specifications of minimun set of units to integrate radiation therapy faccilities to cover the most frequently techniques in teletherapy and braquitherapy.
e) minimun set of units to integrate nuclear medicine faccilities to cover the most common diagnostic techniques.
f) composition of minimun staff of physicians, physicists and technicians..
g) need for authorizations renewal every five years.

This regulation was thought as an evolutionary process since periods of time were allowed to fulfill the requirements..

Had the Regulatory Authority of Argentina (CNEA) enough power to enforce such a regulation ? The fundamental regulation (7) gives it sufficient faculties to regulate the conditions for granting individual and institutional authorizations. However, since the 1980 regulations on radiotherapy and nuclear medicine advanced significantly in the field of medical exposure it was though that the support of the Public Health Authorities (SSP) would help to achieve acceptation among physicians. As a consequence of an agreement signed between the Public Health and Regulatory Authorities the regulation was jointly enforced by these two institutions mainly through the regulatory faculties of the Regulatory Authority. As stated in the text the SSP "requires the concurence of CNEA to enforce the regulation." It must be noticed that Regulatory and Public Health Authoriies have kept an excelent level of cooperation in Argentina.

In 1994 Argentina updated its basic standards and the concept of medical exposure was incorporated as well as the optimization of medical exposure through the proper utilization of equipment and techniques (10). In 1995 the Regulatory Authority was separated form CNEA. The new institution is the National Nuclear Regulatory Entity (ENREN) and all the regulatory faculties were transfered to it. However there has been different interpretations on whether the ENREN has the same faculties as CNEA had to enforce the existing regulations on medical exposure. At present this is a matter of analysis. This an example of institutional caution to act in the field of medical exposure even when there has bee a generalized acceptation of requierements imposed by the 1980 regulations.

However a good degree of cooperatrion between the new Regulatority Authority and the Public Health Authority will most probably warranty the continuation of a policy unquestionably positive for the protection of the patients, avoiding an involution on the achieved goals.

CONCLUSION

Medical exposure is the field of radiation protection with the largest possibilities for reducing unnecesary doses and consequently negative effects of radiation without associated benefits. It also has the greatest posibilities of increasing benefitial consecuences of medical radiation sources by improving diagnostic and therapeutic techniques quality. Therefore Regulatory Authorities should not be absent in this field.

But they should not act alone. Regulations on this matter should not be prepared without the intervention of physicians and physicists with recognized expertise on medical aplications of radiations Cooperation of Public Health Authorities is most desirable. Even when the Public Health Authorities may not have operative capacity to enforce regulations in some countries Public Health Organizations have the faculty of judjing what is benefitial or not in the medical practice.. Agreement between Public Health and Regulatory Authorities may result in a sinergistic combination of resources. International Organizations have provide good example of cooperation between this two areas.

REFERENCES

1) ICRP, Publication No 60, 1990
2) IAEA, WHO, PAHO, FAO, ILO, OECD-NEA, International Basic Safety Standards, 1994
3) UNSCEAR, Sources and Effects of Ionizing Radiation, 1993
4) C. Arias, Protección Radiológica en la Práctica Médica, Proceedings del Segundo Congreso Regional de Seguridad Radiológica, Zacatecas 1994
5) C.Arias, Potential Exposure in Medicine, Proceedings of the 8th International Congress on Radiation Protection
6) Radiation Emergency Assistance Center, Oak Ridge Universities, Report on Radiological Accidents, 1995
7) Argentina, Decreto No 842-58
8) CNEA, Resolución No 1790-76
9) CNEA-SSP, Resolución Conjunta No 3377-80
10) ENREN, Normas Basicas de Seguridad Radiológica, 1994

Magnetic Resonance Safety Bioeffects of Gradient Magnetic Fields

Cenzano V., S.A.A.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

MAGNETIC RESONANCE SAFETY BIOEFFECTS OF GRADIENT MAGNETIC FIELDS

Cenzano V., S.A.A.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

ABSTRACT

From the safety point of view, there are areas to consider in operating a Magnetic Resonance (MR) facility. Time-varying magnetic fields, caused by the switched gradient on imaging systems, will induce currents in conductive pathways in the body. There are different thresholds for eliciting excitation for different tissues. Information was obtained from a MR research facility which could be bear in mind when a small sample is investigated although there are limitations upon the use of this information for biological tissues. Because a number of effects in man occur, there are recommendations made by the National Radiological Protection Board (NRPB) in the UK and the US Food and Drug Administration (FDA) has issued safety guidelines as well, which are considered in this work.

INTRODUCTION

MR involve exposure to three types of magnetic and electromagnetic fields. These are, the main magnetic field B_0 , the alternating magnetic field produced by the gradients and the radiofrequency field.

The aim of this work is to point out the effects in the body that may result from the alternating magnetic fields produced by gradients and the important factors which are responsible for inducing a physiologic response to an induced voltage.

During Magnetic Resonance (MR) imaging numerous gradient magnetic fields are turned on and off at rapid rates, for varying amount of times, and to varied peak gradient amplitudes. Placing the body within the MR system and rapidly switching the current on and off within the gradient magnetic field coils, two effects are produced, a) the creation of a gradient magnetic field b) the potential for induced voltages within the patient (and / or other electrical conductors) in the bore of the MR system.

There are potential bioeffects related to gradient magnetic fields from induced currents or voltages in the human body.

CAUSES AND EFFECTS OF TIME-VARYING MAGNETIC FIELDS

The production of eddy currents is a well known physical mechanism whereby time-varying fields can induce changes in biological systems. Biological tissues, containing ions in water, are conductive and it may be assumed that at certain rates and magnitudes of field changes, sufficient density of eddy current could be produced to affect the more sensitive biological tissue.

There are potential bioeffects related to gradient magnetic fields from induced currents or voltages in the human body. It is necessary to determine the amplitude of the induced voltages to know whether or not tissues will be affected by such induced voltages and currents. To calculate induced current densities, it is important to know the electrical resistivity of the induced current loop. This is determined by the tissue through which the induced voltage will attempt to produce a current flow (1).

Several factors are responsible for physiologic responses to induced voltages, including the strength of the static magnetic field, the orientation of the gradient magnetic fields being switched relative to the patient's tissue, the size of the greatest diameter of the patient's body, the frequency of the stimulus, the duration of the induced voltage, the shape of the waveform, the width of the pulse and the sensitivity of tissues. The magnitude of the voltages and /or currents induced within the patient will be determined by several factors as well, these include the electrical resistance in the circuit produced in the tissue, the cross-sectional area of the induced current flow, and the rate of change (versus time) of the gradient magnetic field itself. All induced voltages or currents will occur during the times that the gradient magnetic field strengths are changing - the rise and fall times of the gradients-. The greater the magnitude of the rise and fall times, the greater the induced voltage and current. There is a greater changing magnetic field over time (or dB/dt) as one proceeds further away from the centre and toward the ends of the gradient coils, where the time rate of change of the gradient magnetic fields is the greatest.

In MR, the health consequences due to time-varying magnetic fields in the extremely low frequency range are concerned with nerves, blood vessels and muscles that act as conductors in the body. Rapidly changing magnetic fields induce electric currents in tissue that could be sufficiently large to interfere with the normal function of neurones and muscle. The threshold current density above which the effects may occur varies according to the tissue involved, the pulse width and the pulse repetition frequency of the induced current (2).

Ventricular fibrillation is the most serious adverse response that may be anticipated during exposure to rapidly changing magnetic fields. The heart is most sensitive to stimulation at frequencies between 10 Hz and 100 Hz. 3 A m^{-2} rms is considered therefore to represent a conservative value for fibrillation threshold at frequencies outside this range. Significant disturbance of the heart beat (pump failure) may begin to occur above about 3 A m^{-2} rms.

The visual sensations are referred to as magnetophosphenes (3). Retinal stimulation is considered to be the most sensitive index of induced currents and it occurs when the peak rate of change of magnetic flux density is about 2 T s^{-1}.

EVALUATIONS IN A MR RESEARCH FACILITY

In a volume distribution of electrical current the parameter of importance is the current density (J). The biological system may be regarded as a loop and the important factors to consider is the current density induced in this loop, which can be calculated as:

$$J = 0.5\ r\ \sigma\ (dB/dt) \qquad [1]$$

where, r: the loop radius, σ: conductivity of the sample and (dB/dt:): the rate of change of magnetic field.
There are limitations upon the use of this equation for biological samples since biological tissues are not homogeneous. For example, the skeletal muscle, which acts as the main eddy currents conductor, is anisotropic. The presence of boundaries between different types of tissue will cause distortions to the idealised circular current path and alter the magnitude of currents. Bearing in mind these limitations, it is possible to obtain an estimated current density in the air inside the small gap of an MR research facility and from this, it could be possible to do an approximation of the threshold value in a small sample inside the magnet.

In the experimental work, X and Y flat rectangular gradient coils made by etching technique were used with a permanent magnet (B_0 = 0.59 T, gap: 18 mm). Trapezoidal waveforms were generated with 5V amplitude, rise time 480 µs, pulse width 20 ms, period 26 ms, (dB/dt)air = 4 T/s. Gap for sample: 15 mm (r = 0.0075 m) (4).
From equation [1], the current density in air , Ja, inside the gap of the magnet was calculated as: Ja = 0.037 x 10^{-14} A/m^2 with $\sigma a = 2.5 \times 10^{-14}$ S/m and (dB/dt)a = 4 T/s. The current density in any sample is : Js = 0.5 r σs (dB/dt)s
The threshold value (dB/dt)s can be calculated as:

$$(dB/dt)s = (Js/Ja)\ (\sigma a/\sigma s)\ (dB/dt)a \qquad [2]$$

If σs = 0.3 S/m (2) and Js = 2.5 A/m^2 , the threshold value in a small sample will be: (dB/dt)s = 2222 T/s. This value can be compared with other estimations made for different authors. Thresholds values for different tissues and different density currents can be evaluated in this way bearing in mind the limitations of these approximations.

CONCLUSIONS

These last years there has been increased public concern about the bioeffects of gradient magnetic fields.
The health consequences are not related to the strength of the gradient field, but rather to changes in the magnetic field that cause induced currents. Because of this, it is important to obtain information concerning the pulse generation, to examine the conditions for the production of a detectable response and to obtain better understanding of biological effects involved.

This issue must be reconsidered as the maximum strengths and the rise time capabilities (dB/dt) of the newer and faster MR systems continue to improve.

Thresholds values for different tissues and different density currents can be evaluated for a small sample. The previous calculations can be carried out bearing in mind the limitations of these approximations, as was mentioned before. The threshold value obtained in this evaluation was, (dB/dt)s = 2222 T/s.

In view of the rapid progress in clinical imaging as a diagnostic aid, The National Radiological Protection Board recommends continue modifications to the original advise given in 1981. Some of these new recommendations are, (NRPB 1981,1983) (5), a) the root mean square value of rate of change of dB/dt should not exceed 20 Ts^{-1} for pulse widths above 10 ms, b) for periods of magnetic field change shorter than 10 ms: $(dB/dt)^2_{rms}\, t < 4$ where t is the duration of the change of the magnetic field in seconds.
For sinusoidally or other continuously varying periodic magnetic fields, the duration of the change can be considered to be the half period of the magnetic flux waveform.

The US Food and Drug Administration (FDA) has issued safety guidelines as well and suggested operating limitations for MR imaging devices regarding the gradient magnetic fields associated with MR imaging procedures Concerned with the rate of change of magnetic field, the limit patient exposure to time-varying magnetic fields with strengths less than those required to produce peripheral nerve stimulation, was suggested. An alternative is to demonstrate that the maximum dB/dt of the system is 6 T/s or less. There are other alternatives related to axial and transverse gradients (6).

Working with alternating magnetic fields the NRPB or/and the FDA recommendations must be considered.

REFERENCES

1. Foster MA and Mc Robbie D, 1982. Safety aspects of NMR imaging in Proc. 3rd Word Congress of Nuclear Medicine and Biology ed. C Raynaud (Paris: Pergamon Press) p. 3587-91
2. Mc Robbie and M A Foster, 1984. Thresholds for biological effects of time-varying magnetic fields. Clin. Phys. Physiol. Meas. Vol. 5, No. 2, 67-78
3. Shellock E G and Kand E, 1994. Magnetic resonance-bioeffects, safety and patient management. Raven Press, New York
4. Cenzano V S.A.A., 1994. Thesis: Effects of eddy currents in an NMR imaging system with transverse field geometry using rectangular flat gradient coils. Med. Phys. Dep. Univ of Dundee - Dundee - UK
5. NRPB ad hoc Advisory Group on Nuclear Magnetic Resonance Clinical Imaging , 1983. The British Journal of Radiology 56, 974 - 977
6. FDA. Guidance for content and review of a magnetic resonance diagnostic device 510 (K) application. Federal Register 1988. FDA, Rockville, MD

ACKNOWLEDGEMENTS

I wish to express my sincere thanks to Dr. R A Lerski, Head of Medical Physics of the University of Dundee, Dundee, UK, for providing technical support.

A Simple Method for the Determination of Natural Uranium and ^{226}Ra in Waters and Soils

Bombén, A.M. and Canoba, A.C.

Presentado en: Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Letters 212 (3), pp. 209-219, 1996

A SIMPLE METHOD FOR THE DETERMINATION OF NATURAL URANIUM AND ^{226}RA IN WATERS AND SOILS

Bombén, A.M. and Canoba, A.C.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

A procedure for the determination of natural uranium and ^{226}Ra in waters and soils has been carried out and applied to the analysis of samples for environmental radiological monitoring. ^{226}Ra determination consists of co-precipitation with $BaSO_4$, ^{222}Rn emanation in toluene and finally liquid scintillation counting. Natural uranium is then determined by a fluorometric technique. This paper describes the method and the conditions that were tested to optimize it. The technique was found to be suitable for the analysis of surface and ground waters, samples from rivers, streams and lakes and soil samples, because of its few steps, short processing time, high recovery percentages and suitable detection limits.

In order to assess the possibility of significant environmental contamination by uranium wastes in the neighborhood of uranium mining and milling areas, monitoring programs are performed. ^{226}Ra and natural uranium concentrations in surface and ground waters and soils are measured in grab samples taken at selected points.

The classical Rushing emanation technique[1] with Lucas cells for ^{226}Ra determination is a referenc method, but it is time consuming and a special glass apparatus is required. The gross α-counting by SZn (Ag) scintillation is a simple but not a specific method.

The main purpose of the present work was to develop a routine procedure, simple, specific, with suitable detection limits to provide reliable estimations of a possible area contamination as well as comparable records of the mining and milling areas status.

EXPERIMENTAL

Apparatus

Liquid scintillation counting (LSC) was performed with a Packard 2550TR liquid scintillation counter using 20 ml low-potassium glass vials.

Reagents

Analytical grade chemicals were used unless otherwise stated. Toluene and the scintillators were of "scintillation grade". All chemicals were used without further purification. The ^{226}Ra standard solution was purchased from LMR(CNEA) and the natural uranium standard solution was prepared with $UO_2(NO_3)_2.6H_2O$ (Merck). The scintillation cocktail was prepared by dissolving 0.05 g of POPOP [2,2-p-phenylene-bis(5-phenyloxazole)] and 5 g of PPO (2,5-diphenyloxazole) diluted to 1 l with toluene.

The alkaline EDTA solution was prepared by dissolving 26.8 g of $Na_2EDTA.2H_2O$ in 100 ml of distilled water. 10M NaOH was added to reach pH=13.

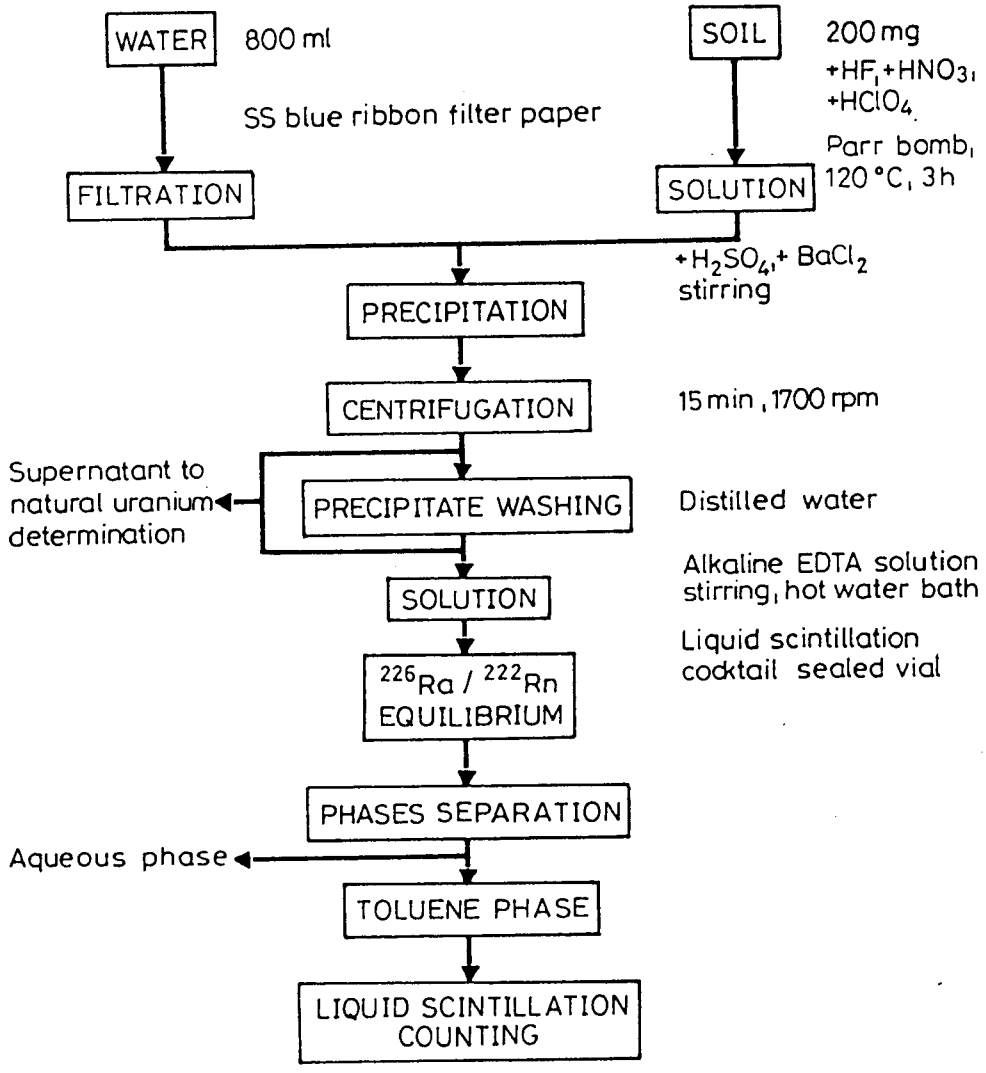


Fig. 1. Schematic flow-sheet of the procedure for ^{226}Ra determination by ^{222}Ra emanation and LSC, in water and soil samples

Procedure

1.) ^{226}Ra determination by ^{222}Rn emanation and LSC

The procedure described in this section (Fig. 1) is the result of different tests to achieve the best accuracy and precision of the method. Recoveries for each radionuclide of interest were obtained by spiked samples

of surface and ground waters from rivers, streams, lakes and soils from different uranium mining and milling areas of Argentina. The samples included in this study were from the surroundings of San Rafael, Malargüe, La Estela and Los Colorados plants.

In accordance with the type of matrix in which the radionuclides to be measured were included, the prior treatment of the sample was:

a) Water sample: approximately 800 ml was filtered through an appropriately sized S&S blue ribbon filter.

b) Soil sample: approximately 200 mg of dried and ground soil was treated with a mixture of 6 ml of concentrated HF, 4 ml of concentrated HNO_3 and 1 ml of concentrated $HClO_4$ into a Teflon Parr bomb, in a furnace, at 120 ^{o}C for 3 h. If necessary, the treatment was repeated until complete dissolution of the sample. It was then transferred to a beaker by several distilled water washes and the volume was completed to 800 ml.

After the specific pretreatment, the sample was stirred at room temperature, while adding 3 ml of concentrated H_2SO_4 and 1 ml of 2.1% $BaCl_2$ in order to allow ^{226}Ra coprecipitation. The sample was transferred in portions to a 250 ml glass centrifuge bottle and centrifuged at 1700 rpm for 15 min each time. The centrifugations were repeated until all the precipitate was separated from the supernatant. The precipitate was washed twice with 10 ml of distilled water in order to reduce the acidity as much as possible.

The supernatant and the washes, all together, were used then for natural uranium determination.

The precipitate was heated on a hot plate in order to evaporate all the remaining water. The precipitate was solubilized with 5 ml of hot alkaline EDTA solution, while stirring with a magnetic stirrer in a hot water

bath, taking no more than 2 min to achieve complete precipitate dissolution. The solution obtained was transferred with a micropipette to a glass scintillation vial. The centrifuge bottle was washed with several 1 ml hot distilled water aliquots and the washes were added to the vial up to a 10 ml volume.

After reaching room temperature, 10 ml of liquid scintillation cocktail was added, obtaining a biphasic system. The vial was sealed with a plastic sealer and the date was noted as the beginning of ^{222}Rn ingrowth time.

After a minimum of 15 d to allow equilibration of ^{226}Ra with its daughters, the aqueous and organic phases were separated in order to avoid a possible aqueous phase contribution to the organic phase LSC. The lower aqueous phase was aspirated off through a capillary tube and pipetter system, while the upper organic phase remained in the vial. The scintillation vial was sealed again and the organic phase with the dissolved ^{222}Rn and its daughters was counted by a liquid scintillation counter for a 1000 min counting time, with automatic luminescence correction, 30 min after phase separation was performed in order to allow the ^{220}Rn decay in case it was present.

Correction for the ^{222}Rn decay during the counting time and between the phase separation and counting was taken into account.

In order to measure the natural uranium concentration (Fig. 2) in the supernatant of the ^{226}Ra analysis, a coprecipitation with 200 mg of $CaHPO_4$ as a carrier was performed by adding drop by drop, while stirring, 2.5M NaOH, raising the pH to 10. The precipitate obtained was left standing overnight before discarding the supernatant by aspiration and centrifugation in a 250 ml glass centrifuge bottle, for 15 min at 1700 rpm. The precipi-

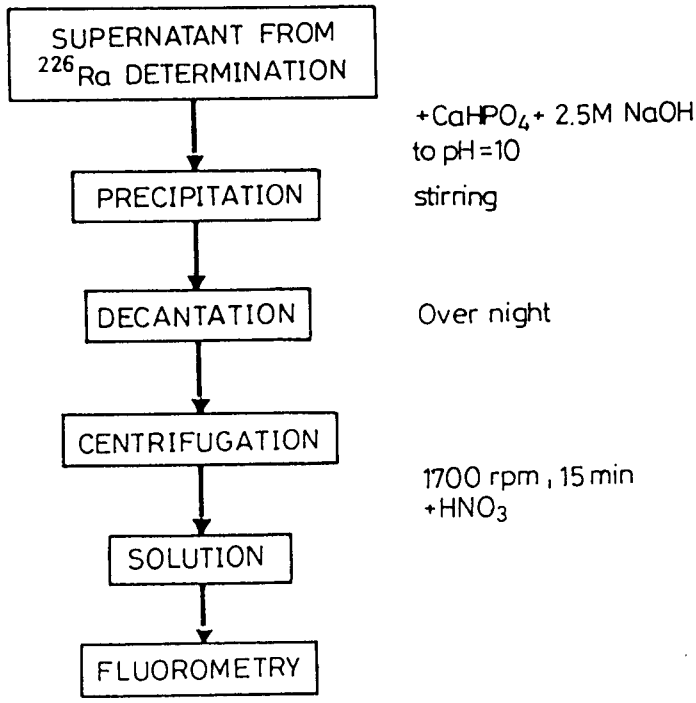


Fig. 2. Schematic flow-sheet of the procedure for natural uranium determination

tate was solubilized with 2 ml of concentrated HNO_3 and a 10 ml volume was reached using several 1 ml distilled water aliquot washes. The natural uranium concentration was measured with a Jarrell-Ash fluorimeter on three 200 µl aliquots[2].

2.) Gross α-activity counting by SZn (Ag) scintillation technique (Fig. 3)

Approximately 800 ml of filtered water or 200 mg of soil sample, after prior acid treatment and dilution to 800 ml with distilled water, was heated to boiling on a hot plate. Under stirring with a magnetic stirrer, 4.3 ml of concentrated H_2SO_4 and 5 ml of 2.1% $BaCl_2$ were added and stirred for 10 min more. The precipitates were allowed to stand overnight, and then were filtered through appropriately sized GF/C glass fibre papers on a

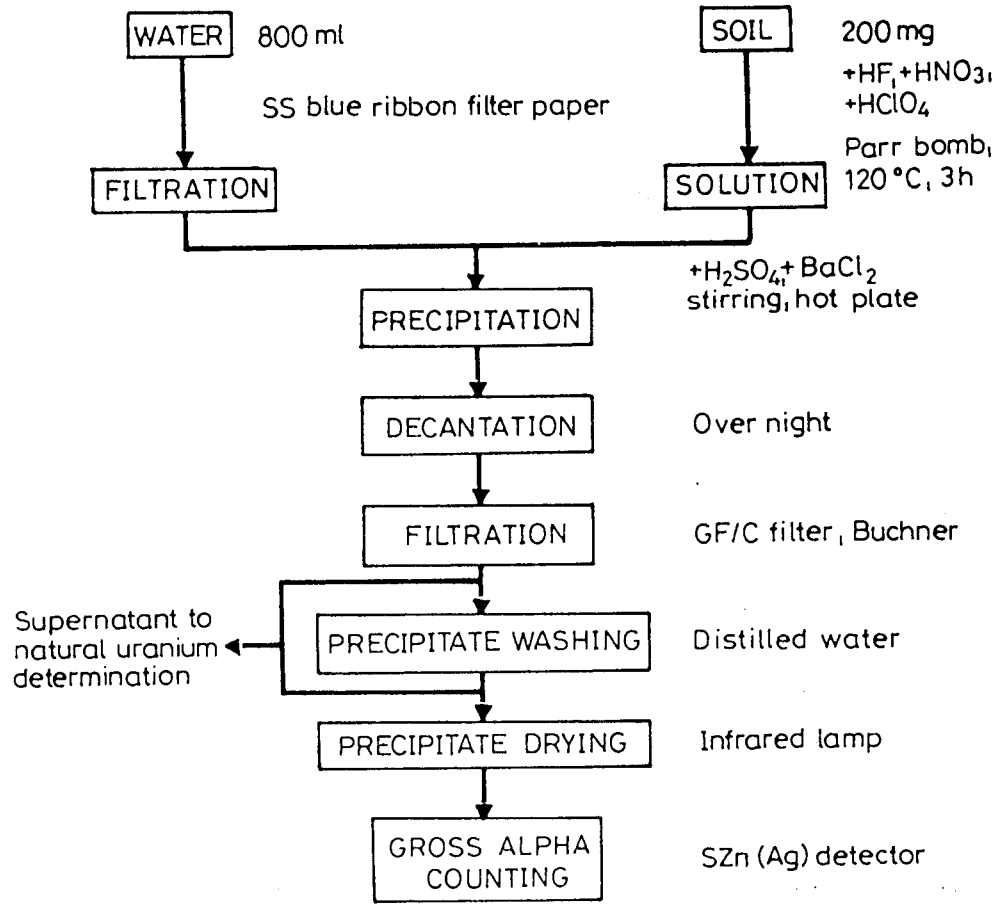


Fig. 3. Schematic flow-sheet of the procedure for gross α-counting determination, in water and soil samples

vacuum system Büchner funnel. The filtrates were used for natural uranium determination as described above.

The precipitates were washed with several distilled water aliquots and dried under an infrared lamp. After 4 h (in order to let air ^{222}Rn daughters decay) the gross α-activity was counted by a 2" SZn (Ag) α-detector, over 1000 min.

3.) ^{226}Ra α-counting by ^{222}Rn emanation and Lucas cells counting[1].

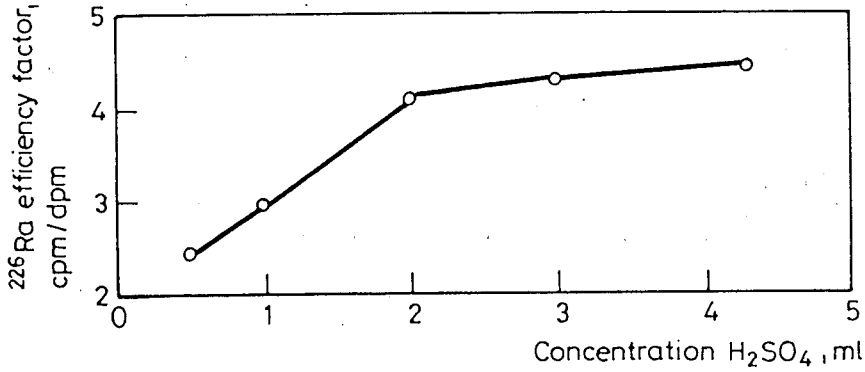


Fig. 4. Effect of concentrated H_2SO_4 amounts on the ^{226}Ra efficiency factor (EF), for 12.5 mg of Ba and 5 ml of alkaline EDTA solution

RESULTS AND DISCUSSION

The influence of several conditions was tested to optimize the method developed. The amount of concentrated H_2SO_4 necessary to achieve complete ^{226}Ra co-precipitation was tested using 0.5, 1, 2, 3, and 4.5 ml, and evaluated by comparing the different efficiency factors (EF) obtained, expressed as cpm/dpm. As can be seen in Fig. 4, on using more than 2 ml, the EF remained at maximum.

The amounts of $BaCl_2$ solution, expressed as mg of barium tested were: 8, 12.5[3] and 20 mg[4]. Using 8 mg EF factor remained low. With 20 mg a higher EF was reached but the dissolution of the precipitate was difficult to achieve. On the other hand, using 12.5 mg, the EF factor remained at maximum and the dissolution was complete (Fig. 5).

The alkaline EDTA solution amounts tested were 2.5, 5 and 10 ml. Using 10 ml, the EF remained very low, because of incomplete ^{222}Rn emanation due to excessive EDTA solution viscosity. A 5 ml aliquot ensures a maximum EF and a rapid dissolution of the Ba_2SO_4 precipitate (Fig. 6).

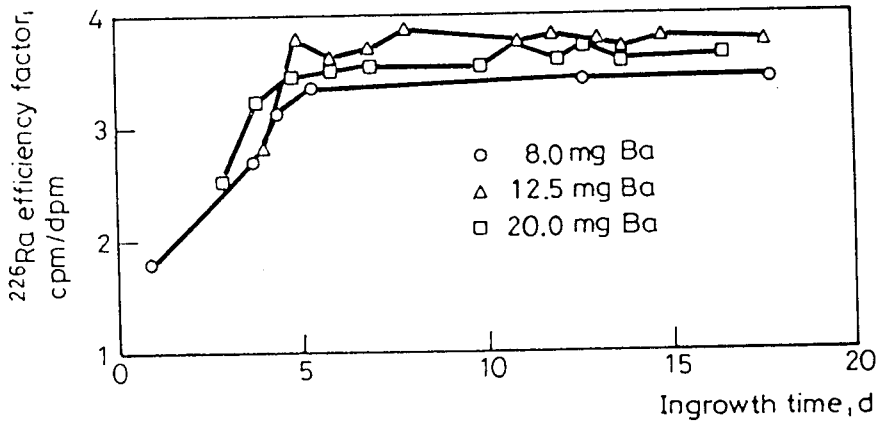


Fig. 5. Effect of barium concentration on the ^{226}Ra efficiency factor (EF), shown as a function of the ingrowth time, for 5 ml of alkaline EDTA solution

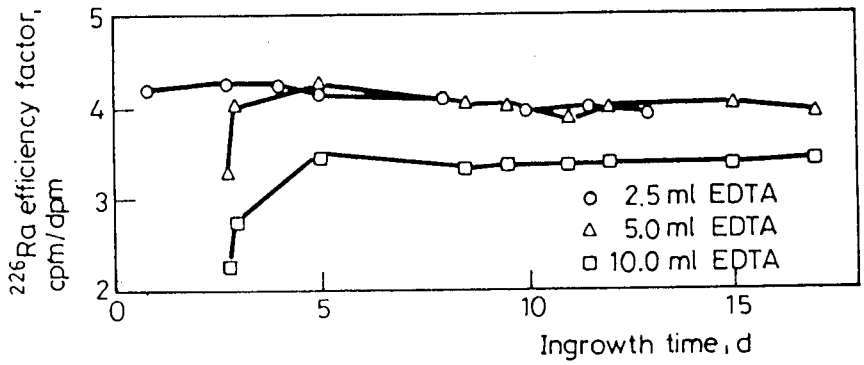


Fig. 6. Effect of alkaline EDTA solution on the ^{226}Ra efficiency factor (EF), shown as a function of the ingrowth time, for 12.5 mg of barium

A maximum EF (considering the ingrowth time) is reached after the 7th day.

The LSC was performed at three different counting windows (0-2000, 50-2000 and 100-2000 divisions). The background and the EF were evaluated for each one. The figure of merit was found to be the highest for the counting window set from 100 to 2000 divisions.

In order to know the recoveries for the techniques under study, water and soil ^{226}Ra and natural uranium

spiked samples were analyzed by the three methods described in Procedure.

When ^{222}Rn emanation and LSC were performed, the ^{226}Ra EF was found to be 3.5 ± 0.4 cpm/dpm (1 σ) and the recovery after phase separation was estimated to be 95 ± 6% (1 σ) for 800 ml water samples. An EF of 3.3 ± 0.4 cpm/dpm (1 σ) and a phase separation recovery of 97 ± 5% (1 σ) were found for 200 mg soil samples. On the other hand, the ^{226}Ra EF obtained by ^{222}Rn emanation and counting with Lucas cells was 1.5 ± 0.2 cpm/dpm (1 σ) for both water and soil samples. The chemical recoveries for the gross α-activity measurement gave 63 ± 4% (1 σ) for water and 67 ± 7% (1 σ) for soil samples, while the efficiencies including the counting were 27 ± 4% (1 σ) and 28 ± 3 (1 σ), respectively. The natural uranium recovery in waters and soils for all the techniques tested was estimated to be 96 ± 6% (1 σ).

The estimated minimum detectable activities[5] for both radionuclides analyzed at the conditions chosen as optimum for processing and counting and for the background observed are shown in Table 1.

CONCLUSIONS

According to the results, the present procedure is well-suited for the determination of ^{226}Ra and natural uranium in water and soil samples taken from the surroundings of uranium mining and milling areas.

The procedure was found to be simple, due to the few processing steps to be performed and the reduced equipment required as compared with the Rushing technique. It is reliable because of its high percentage of recovery and its precision.

TABLE 1

Estimated minimum detectable activities. ^{226}Ra and natural uranium estimated minimum detectable activities, for 800 ml of water or 200 mg of soil samples, at the conditions chosen as optimum for processing and counting

Radionuclide	Technique	Water mBq l^{-1}	Soil mBq g^{-1}
^{226}Ra	^{222}Rn emanation and LSC	3.0	11
	Gross alpha activity counting	4.0	15
	^{222}Rn emanation and counting in Lucas cells	2.0	7
Natural uranium	Fluorometric technique	$\mu g\ l^{-1}$ 0.08	$\mu g\ g^{-1}$ 0.3

The estimated minimum detectable activities were suitable for those required for an environmental radiological monitoring program.

REFERENCES

1. D.R. Rushing, W.J. Garcia, D.A. Larck, (1964) Proc. of the Symposium on Radiological Health and Safety in Mining and Milling of Nuclear Materials, Vienna, Vol. II (1964) 187.

2. F.A. Centanni, A.M. Ross, M.A. DeSesa, Anal. Chem., 28 (1956) 1651.

3. C.W. Sill, Anal. Chem., 52 (1980) 1452.

4. I.M.Fissene, EML Procedure Manual, HASL-300 (1990) 4.5-162.

5. T. Sumerling, S. Darby, NRPB-R113 (1981) 46.

Uranium Mining and Milling Sites in Argentina: Environmental Radiological Monitoring (1981-1994)

Bombén, A.M.; Gómez, J.C. and Oliveira, A.A.

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

URANIUM MINING AND MILLING SITES IN ARGENTINA: ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING (1981-1994)

Bombén, A.M.; Gómez, J.C. and Oliveira, A.A.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

ABSTRACT

Environmental radiological monitoring in the vicinity of Argentinean uranium mining and milling plants is performed on a routine basis, in order to assess the possibility of a significant environmental contamination due to uranium mill wastes or by mill tailings for the plants still operating or by those plants where the exploitation was concluded.

Dissolved ^{226}Ra and natural uranium concentrations in surface water are measured in samples taken at selected points upstream and downstream from rivers, in the area of influence of the mills.

In the present paper the environmental radiological monitoring program results obtained for the 1981-1994 period are shown, and from the analysis of these data it can be concluded that no remarkable exposure occurs for the population living in the vicinity of the analysed areas due to the uranium mining and milling plants operation or their wastes.

INTRODUCTION

In figure 1 are shown the uranium mining and milling areas included in the environmental radiological monitoring program, their geographical location and the type of exploitation. The uranium industry began its development in Argentina in the '50 and, at present time only San Rafael and Los Colorados plants are still operating.

As a results of plant operation, two types of wastes are obtained, acid liquid wastes that are neutralised before being piped into large evaporation ponds and ore tailings, solid wastes that result after the acid-leach process.

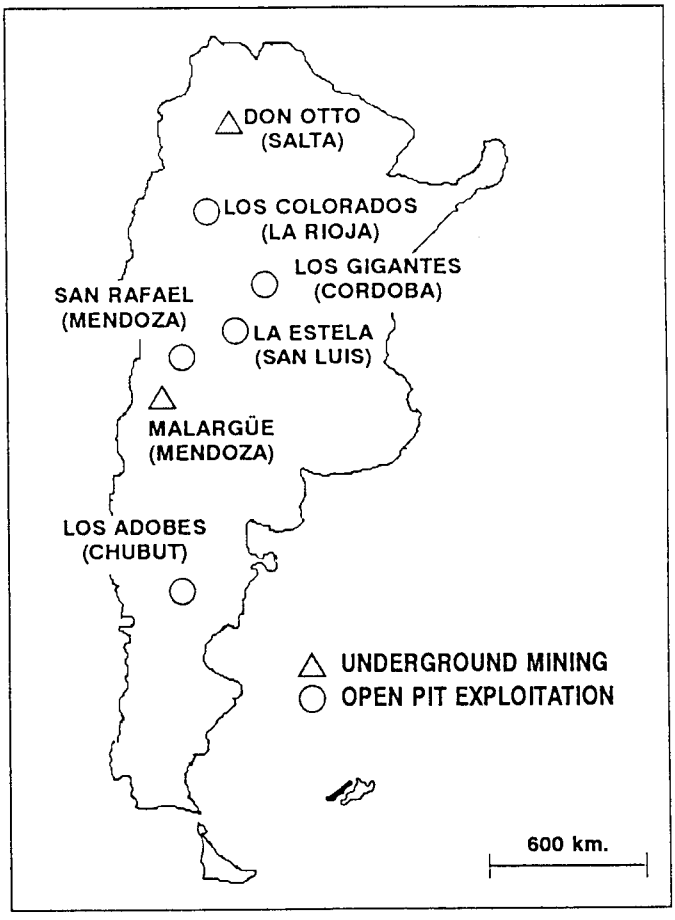


Figure 1: Uranium mining and milling areas included in the environmental radiological monitoring program.

MATERIALS AND METHODS

Surface water samples are taken from river locations upstream and downstream from uranium mills, according to a special monitoring plan set up for each facility (1), in order to allow the estimation of an eventual water contamination.

Dissolved ^{226}Ra in surface water samples were analysed by the classical radon emanation Rushing technique with Lucas cells (2). From 1988 till 1993, gross alpha counting using ZnS (Ag) as a detector was performed on water samples. Only those samples exceeding 70 mBq/L of gross alpha activity were selected for ^{226}Ra analysis. Nowadays, the ^{226}Ra concentration is measured by the ^{222}Rn emanation technique in sealed vials with toluene scintillation cocktail (3). The method consists in a ^{226}Ra co-precipitation with $BaSO_4$ and an alkaline EDTA dissolution before the liquid scintillation counting .

Natural uranium concentration is determined by a direct fluorometric measurement or after a co-precipitation with $CaHPO_4$ as a carrier, in order to enhance the detection limit.

^{222}Rn emanation rate from ore tailings is determined by adsorption on activated charcoal and a gamma measurement of the ^{214}Bi (609 Kev) in equilibrium.

RESULTS AND CONCLUSIONS

Figures 2 and 3 show the range of values of ^{226}Ra activities and the maximum natural uranium concentrations measured in surface water samples taken from the Diamante river and the El Tigre stream, from sampling points located in the surrounding of the San Rafael plant, from 1981 to 1994.

The average ^{226}Ra concentration was 4mBq/L either for samples taken from points < 10 km upstream or those samples taken < 50 km downstream, from the San Rafael mining and milling plant, with a range of values of 0.7-19 mBq/L and 0.7-13 mBq/L, respectively.

For the same period of time considered, the average natural uranium concentration measured was 0.02 mg/L, with a range of values of 0.0009-0.1 mg/L either in samples taken above or below the plant discharge point.

The application of the statistical test of Wilcoxon (4) demonstrated that no significant differences in the ^{226}Ra and natural uranium concentrations were found between the surface water samples from river locations above and below the milling plant of San Rafael, as well as for the rest of mining and milling areas of Argentina, where the environmental radiological monitoring program was performed.

Figure 4 and 5 show the corresponding ranges of ^{226}Ra concentrations and the maximum natural uranium concentrations, obtained for all the uranium sites, for the last year assessed. An important variability was observed in the concentrations of the radionuclides of interest, due to geographical and seasonal causes, but all the results obtained were below the derived limits for drinking water, that taking into account the biokinetic model (5) and dose conversion factors (6) were estimated as 180 mBq/L for ^{226}Ra and 0.12 mg/L for natural uranium.

^{222}Rn emanation rates were measured at San Rafael (1992) and Malargüe (1993) ore tailing sites, and the range of values obtained were 9-11 $Bq/m^2.s$ and 10-17 $Bq/m^2.s$, respectively. The contribution of ^{222}Rn at the natural background concentration, due to the ore tailings, is not significant at a few hundred meters from the emanation points.

Taking into account all the measurements of the environmental radiological monitoring program for the last 14 years, it may be concluded that no remarkable exposure occurs for the population living in the vicinity of the uranium mining and milling sites in Argentina due to their operation or their wastes.

REFERENCES

1. A.R. Curti, A.M. Bomben, J.C. Gómez, A.A. Oliveira, IRPA 8, Vol II,1276-1281, (1992).
2. HASL-300, Environmental Measurement Laboratory, 27 th. Edition, (1990).
3. A. M. Bomben, A.C. Canoba, Proc. of the Int. Conf. on Uranium-Mining and Hydrogeology, (Freiberg, Germany), 45-51 (1995).
4. W.J. Conover, Practical Non Parametric Statistics, Edited by Wiley & Sons, 215-216 (1985).
5. ICRP Publication 69, Part 3 (Oxford. Pergamon) (1994).
6. Norma Básica de Seguridad Radiológica. ENREN AR 10.1.1. Revisión 1 (1995).

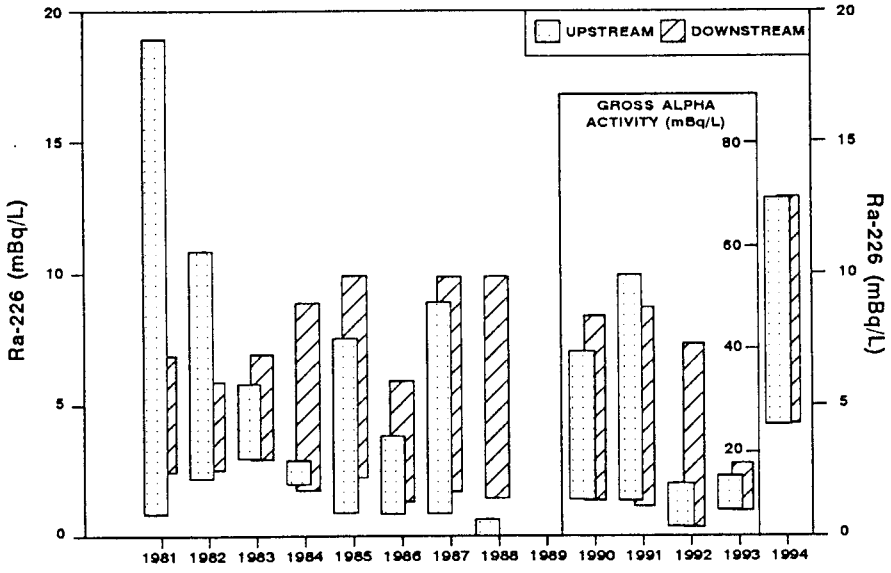


Figure 2: Range of ^{226}Ra concentrations and gross alpha activities measured in surface waters, < 10 km upstream and < 50 km downstream from the San Rafael plant (Mendoza), 1981-1994.

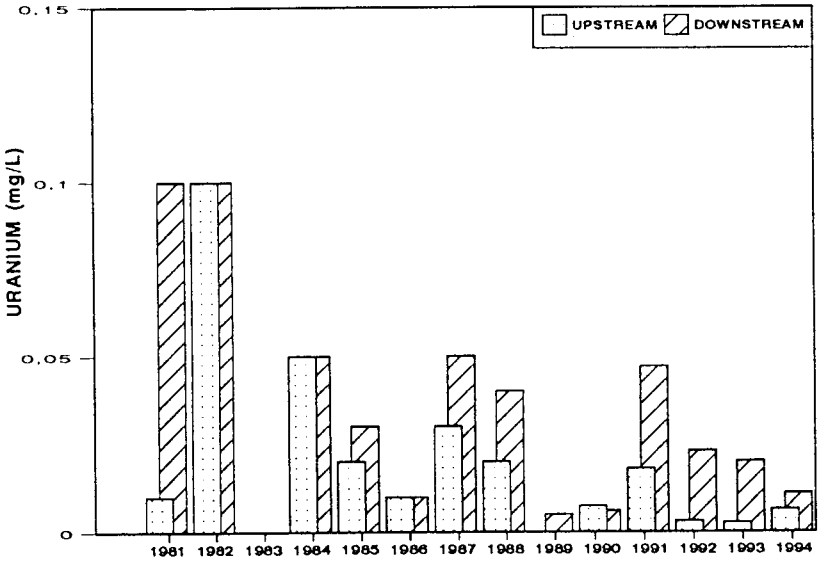


Figure 3: Maximum natural uranium concentrations measured in surface waters, < 10 km upstream and < 50 km downstream from the San Rafael plant (Mendoza), 1981-1994.

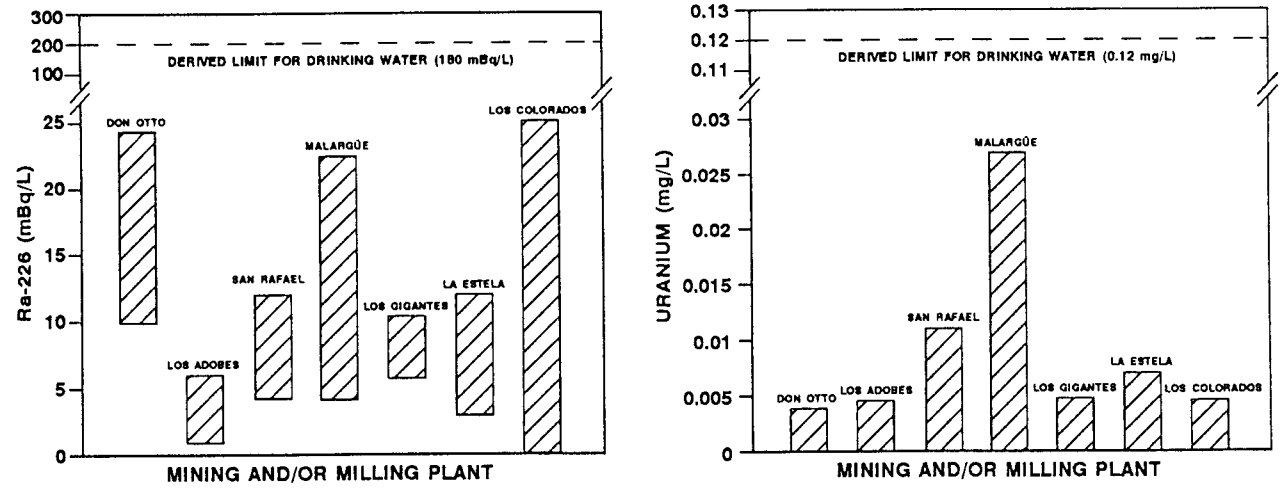


Figure 4 and 5 : Range of ^{226}Ra concentrations and maximum natural uranium concentrations measured downstream, < 50 km from the plants, for the last year assessed.

Influencia de la edad, sexo y condiciones de estilo de vida sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de micronúcleos en linfocitos humanos

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A.

Publicado en: Seguridad Radiológica Nº 14, pp. 27-32, setiembre 1996

INFLUENCIA DE LA EDAD, SEXO Y CONDICIONES DE ESTILO DE VIDA SOBRE LAS FRECUENCIAS ESPONTÁNEA Y RADIOINDUCIDA DE MICRONÚCLEOS EN LINFOCITOS HUMANOS

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B.; Heredia, M.L. and Fernández, J.A.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

RESUMEN:

Diversos end points citogenéticos han sido utilizados durante los últimos 20 años en el monitoreo de poblaciones humanas expuestas ambiental u ocupacionalmente a agentes genotóxicos, como la radiación ionizante.

El ensayo de micronúcleos (MN) en células binucleadas (CB) con bloqueo de la citocinesis en linfocitos humanos mostró ser un método relativamente rápido, económico y de sencilla implementación utilizado para evaluar daño cromosómico radioinducido y, por lo tanto, un dosímetro adecuado tanto para programas de monitoreo poblacional como para la estimación de sobreexposiciones accidentales.

Con el objeto de definir más ampliamente el uso de este dosímetro, se analizó la influencia de los denominados "factores de confusión": edad, sexo y condiciones de estilo de vida (particularmente hábito de fumar) sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN.

El análisis de los datos por correlación múltiple mostró que las variables edad y hábito de fumar tienen una influencia estadísticamente significativa sobre la frecuencia espontánea de MN (R^2 = 0,59) y, así mismo, que la dosis, edad y hábito de fumar tienen una influencia estadísticamente significativa sobre la frecuencia de MN radioinducidos (R^2 = 0,96). Por otra parte, los resultados indican que el sexo no tiene influencia significativa sobre la variabilidad de la frecuencia de MN, aunque se observa una mayor dipersión de los resultados en mujeres respecto a la observada en varones, posiblemente debida a la aneuplodía de cromosomas X comunmente observada en mujeres con el aumento de la edad.

La comparación de los datos provenientes de donantes fumadores y no fumadores sustenta la conveniencia de tomar en consideración el hábito de fumar en las estimaciones dosimétricas de sobreexposiciones accidentales, particularmente para dosis inferiores a 2 Gy de radiación gamma..

INTRODUCCIÓN:

Desde 1976 en que Countryman y Heddle (1) comunicaron por primera vez la radioinducción de MN en linfocitos humanos, el test de MN ha sido ampliamente utilizado para detectar efectos clastogénicos (daño cromosómico) y efectos aneugénicos (efectos sobre el huso mitótico que resultan en una segregación cromosómica anormal durante la división celular) producidos por agentes químicos y físicos (radiación ionizante), por lo cual ha sido considerado muy útil para la evaluación y monitoreo de exposiciones genotóxicas in vivo e in vitro (2).

El recuento de MN en CB con bloqueo de la citocinesis es un procedimiento relativamente rápido y de sencilla implementación que se utiliza como dosímetro biológico alternativo al citogenético convencional (frecuencia de dicéntricos) en el estudio de daño cromosómico radioinducido, resultando particularmente útil en situaciones accidentales que involucren gran número de personas.

Los MN son cuerpos citoplasmáticos esféricos, detectados en interfase, más pequeños y morfológicamente idénticos al núcleo celular. Se originan a partir de fragmentos acéntricos o cromosomas enteros que quedan retrasados en la anafase y fallan en su incorporación a los núcleos hijos durante la mitosis. Estudios utilizando anticuerpos antikinetocoro (3), muestran que los MN radioinducidos derivan predominantemente de fragmentos acéntricos.

Después de un evento inductor de MN (daño genotóxico) sólo aquellas células que se dividen pueden expresar su daño cromosómico como MN. La utilización de la técnica de MN con bloqueo de la citocinesis por el agregado de Citocalasina B (4) garantiza el recuento de MN en células que se dividen y que han completado su primer ciclo de división celular (2da. interfase), fácilmente reconocibles por su aspecto binucleado.

El reconocimiento, de cambios en el status citogenético debidos a la radiación, con fines de dosimetría biológica, requiere que los valores de frecuencia espontánea sean adecuadamente determinados. Datos de nuestro laboratorio indican una frecuencia media espontánea para un pool de donantes sanos de 0,013 ± 0,008 (5) . Esta alta frecuencia espontánea muestra además una amplia variabilidad interindividual. Algunos autores sugieren que esta variabilidad es debida a factores tales como edad, sexo y condiciones de estilo de vida (hábito de fumar, consumo de alcohol, dieta, etc.) (6).

El objetivo del presente trabajo es analizar la influencia de la edad, sexo y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN, a fin de definir más ampliamente la aplicación del dosímetro de MN en la estimación de sobreexposiciones accidentales, teniendo en cuenta los mencionados factores de confusión.

MATERIALES Y MÉTODOS:

La estimación de la frecuencia de MN fue analizada en cultivos de linfocitos de sangre periférica provenientes de 50 dadores sanos en el rango de 4 a 62 años, divididos en dos grupos sobre la base de su condición de fumador. Una fracción de la muestra fue irradiada in vitro con radiación gamma de Co-60 en el rango de 0.35 Gy - 4 Gy con un equipo PICKER C4M60 a una tasa de dosis media de 0.70 Gy / min.

Metodología de cultivo: Se incubaron 0.2 - 0.4 ml de sangre entera, extraída por venopunción, en 8ml. de medio RPMI 1640 complementado con suero bovino fetal al 20% (v/v) durante 72 hs. a 37°C. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina P (1 µg/ml, Difco). A las 44 hs. de cultivo se agregó citocalasina B (4,5 µg/ml, Sigma). A las 72 hs. de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (7), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol / ácido acético (3:1) y se coloreó con Giemsa 5% (pH 6.8).

Se estableció la frecuencia de MN evaluando de 500 a 2500 células binucleadas por muestra y por punto de dosis, aplicando los criterios de Countryman y Heddle (1976), Fenech (1993) (1, 6) para la identificación de micronúcleos y de células binucleadas.

Análisis estadístico: Se realizó un análisis de regresión lineal a fin de evaluar la frecuencia espontánea de MN en función de la edad.

Para el análisis de la influencia de la dosis, edad, sexo y hábito de fumar (variables independientes) sobre las frecuencias de MN espontánea y radioinducida (variable dependiente), se aplicaron a los datos dos metodologías de evaluación diferentes:

1) Un modelo de regresión lineal múltiple sobre datos transformados:

Los modelos de regresión múltiple son más apropiados cuando la variable dependiente, en este caso la frecuencia de MN, es continua y sigue una distribución Normal, con varianza constante. Para eventos raros tales como la producción de MN, asumimos que la distribución es de Poisson por lo que las premisas de distribución Normal y varianza constante resultan inapropiadas.Teniendo en cuenta estas consideraciones, se utilizó un modelo de regresión lineal múltiple sobre datos transformados, es decir, tomando el logaritmo natural de la frecuencia de MN a fin de normalizar la variable dependiente y estabilizar la varianza.

Todas las variables fueron consideradas dentro de la siguiente ecuación:

$$y' = \beta_0 + \beta_1 X_1 + \beta_2 X_2 + \beta_3 X_3 + \beta_4 X_4$$

donde:

y' = ln (frecuencia de MN)

2) Modelo de regresión de Poisson:

Este es un modelo alternativo (8) que parece aplicarse bien a eventos raros tales como la inducción de MN, que sigue una distribución de Poisson, pudiendo expresarse como:

$y = e^{\beta 0 + \beta 1 X1 + \beta 2 X2 + \beta 3 X3 + \beta 4 X4}$

donde:

y = frecuencia de MN

siendo para los modelos I y II:

β_0 = frecuencia espontánea

β_1 , β_2 , β_3 y β_4 = parámetros estimados

X_1 = dosis (0Gy - 4Gy)

X_2 = edad (4 -62 años)

X_3 = sexo (0: masculino - 1: femenino)

X_4 = hábito de fumar (0: no fumador - 1: fumador)

El ajuste de las curvas de calibración se efectuó aplicando un método de cuadrados mínimos repesado iterativo, donde el peso es la varianza.

El análisis de la distribución de MN en células binucleadas se realizó utilizando el "test u"de Papworth y la relación varianza/media (σ^2/y). Los errores de los coeficientes de las curvas de calibración y la varianza de Poisson asociada a los datos experimentales fueron corregidos aplicando el factor de heterogeneidad y la relación varianza/media respectivamente, teniendo en cuenta la sobredispersión de la distribución.

RESULTADOS:

Por medio de un modelo de regresión lineal simple se analizó la influencia de la edad sobre la frecuencia espontánea de MN, tomando los datos como pool y diferenciando los donantes fumadores de los no fumadores (Fig. I). Los resultados sugieren una correlación significativamente positiva ($p < 0,0001$) de la frecuencia espontánea de MN con la edad. El análisis de los datos evaluados por grupos etarios: donantes de 25 a 41 años y donantes de 42 a 62 años, sugiere que las diferencias en las frecuencias espontáneas de MN observadas por grupos etarios son menores que las observadas por la condición de fumador y que la condición de fumador incrementa tres veces la frecuencia de MN respecto de la condición de no fumador, excluyendo a los donantes menores de 25 años de este análisis.

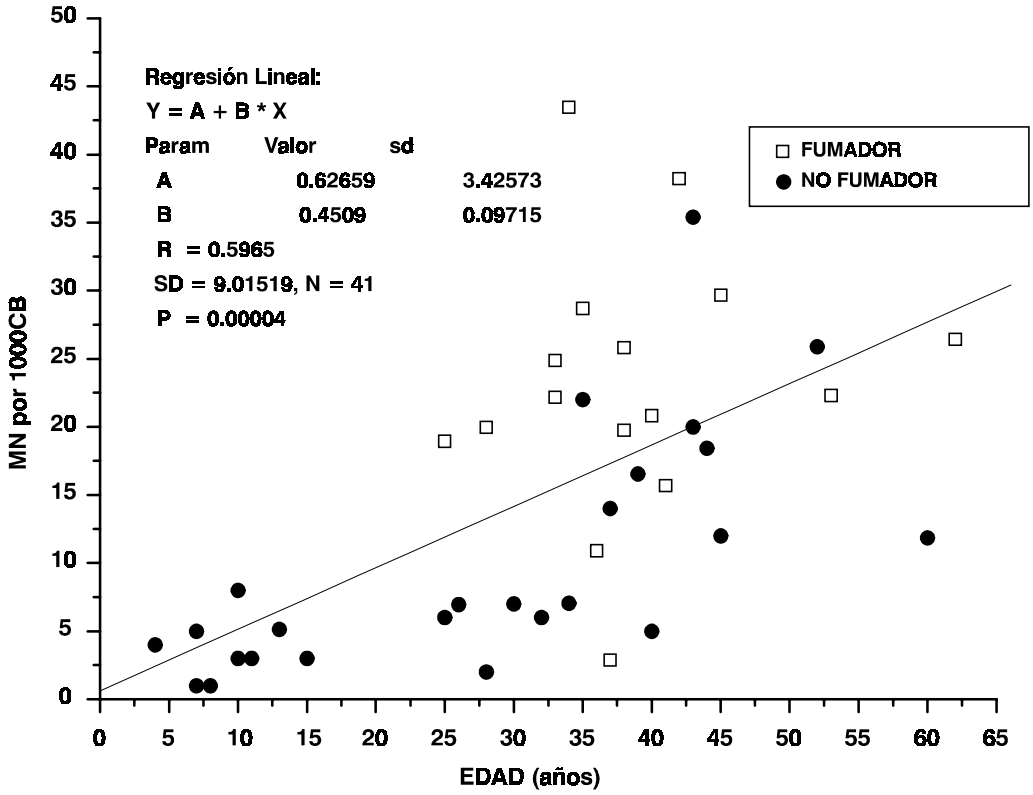


Figura 1. Frecuencia espontánea de micronúcleos

Estos resultados justificaron el estudio de las relaciones dosis respuesta para donantes fumadores y no fumadores. Los parámetros de la relación dosis respuesta fueron obtenidos ajustando los datos de cada donante separadamente. El ajuse respondió a un modelo lineal cuadrático según la ecuación:

$$y = c + \alpha D + \beta D^2 \quad , \text{ siendo}$$

y = frecuencia de MN para la dosis evaluada

D = dosis expresada en Gy

a) para donantes no fumadores:

$c = 1{,}14 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}14\ 10^{-2}$

$\alpha = (2{,}29 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}73 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy

$\beta = (3{,}08 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}28 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy^2

$\chi^2 = 53{,}3$ GL = 24

b) para donantes fumadores:

$c = 2{,}32 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}19 \cdot 10^{-2}$

$\alpha = (3{,}33 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}79 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy

$\beta = (2{,}28 \cdot 10^{-2} \pm 0{,}45 \cdot 10^{-2})$ 1/Gy^2

$\chi^2 = 57{,}22$ GL = 27

El análisis de los parámetros obtenidos muestra que las curvas de calibración se intersectan en el punto de dosis de 2Gy. Una comparación preliminar de los datos provenientes de los donantes fumadores y no fumadores, indica la conveniencia de incrementar la muestra para ambos tipos de donantes en el intervalo de 0Gy a 2Gy, con el fin de evaluar la significación estadística de la diferencia observada.

El análisis de la distribución de MN en células binucleadas, mostró que los MN espontáneos no difieren significativamente de la distribución de Poisson esperada, en tanto que los MN radioinducidos muestran sobredistribución. Similares tendencias fueron también observadas por otros autores (9).

La influencia de la edad, sexo y hábito de fumar sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN, como así también la identificación de la contribución de los factores de confusión analizados, se determinó mediante la aplicación de dos metodologías: un modelo de regresión lineal múltiple y un modelo de regresión de Poisson. Se observó una correlación significativamente positiva ($R^2 = 0.59$) de la frecuencia espontánea de MN con la edad ($t=5,0$; $P<0,0001$) y hábito de fumar ($t=3,15$; $P<0,004$) y también, una correlación significativamente positiva ($R^2 = 0.96$) de la frecuencia de MN radioinducidos con la dosis ($t=33,34$; $P<0,0001$), edad ($t=2,43$; $P<0,02$) y hábito de fumar ($t=3,63$; $P<0,0001$).

El modelo de regresión lineal múltiple dio mejores valores de R^2 que el modelo de regresión de Poisson en el caso del análisis de las frecuencias espontáneas de MN, mientras que el modelo de regresión de Poisson resultó más apropiado en el estudio de frecuencias radioinducidas, si bien utilizando ambos modelos la proporción de varianza no explicada fue pequeña.

El análisis de los resultados, por test de Student, indica que la variable sexo no explica una proporción estadísticamente significativa en la variación de la frecuencia espontánea y radioinducida, pero se observa una mayor dispersión de los resultados en mujeres respecto a la observada en varones.

CONCLUSIONES:

El análisis global de los resultados indica que los denominados “factores de confusión”: edad y hábito de fumar tienen una influencia estadísticamente significativa sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN, siendo el hábito de fumar el factor de mayor influencia.

Nuestro estudio muestra que el sexo no tiene influencia estadísticamente significativa sobre la variabilidad de la frecuencia de MN, pero se observa una mayor dispersión de las frecuencias de MN en mujeres respecto de la observada en varones, posiblemente debido a la aneuploidía de cromosomas X comunmente observada en mujeres con el aumento de la edad. Se sugiere que este mecanismo de pérdida de cromosomas X está asociado con la división centromérica prematura de los mismos, que conduce al retardo en anafase y, consecuentemente, a su eliminación en forma de MN (10, 11). Sin embargo este estudio está limitado por el número de individuos analizados y la insuficiente distribución de donantes en todo el rango de edades. Otros autores sugieren que el sexo tiene una ifluencia estadísticamente significativa sobre la frecuencia espontánea de MN (12).

La diferencia observada entre las curvas de donantes fumadores y no fumadores sugiere la conveniencia de tomar en consideración el hábito de fumar para la estimación dosimétrica de sobreexposiciones accidentales, particularmente para dosis inferiores a 2Gy de rayos γ. Sin embargo, se considera apropiado incrementar la muestra de donantes fumadores y no fumadores en el rango de 0Gy a 2Gy a fin de evaluar la significación práctica de la diferencia observada.

AGRADECIMIENTOS

Este trabajo fue realizado con el financiamiento parcial provisto por un contrato de asistencia con la International Atomic Energy Agency (Research Contract N° 8369 / RB)

REFERENCIAS

1) Countryman, P.I. and Heddle J.A. (1976) *The Production of Micronuclei from Chromosome Aberrations in Irradiated Cultures of Human Lymphocytes*, Mutat. Res., 41, 321-332.

2) Fenech, M. (1991) *Optimization of Micronucleus Assays for Biological Dosimetry*, Prog. Clin. Biol. Res., 372, 317-320.

3) Eastmond, D.A. and Tucker, J.D. (1989) *Identification of Aneuploidy Inducing Agents Using Cytokinesis-Blocked Human Lynphocytes and Antikinetochore Antibody*, Environ. Mol. Mutagen, 13, 34-43.

4) Fenech, M. and Morley, A. (1985) *Measurement of Micronuclei in Lymphocytes*, Mutat. Res., 147, 29-36.

5) Di Giorgio, M. and Thomasz, E. (1992) *Use of Micronuclei in Biological Dosimetry. A Method for Rapid Screening in the Case of Large Scale Radiation Accidents*. Proceed. IRPA-8, Canada / Seg. Radiológica, 7, 34-41.

6) Fenech, M. (1993) *The Cytokinesis-Block Micronucleus Technique:A Detailed Description of the Method and its Application to Genotoxicity Studies in Human Populations*, Mutat. Res., 285, 35-44.

7) Iskandar, O. (1979) *An Improved Method for the Detection of Micronuclei in Human Lymphocytes*, Stain Technol., 54, 221.

8) Bonassi, S. et al. (1994) *Multiple Regression Analyis of Cytogenetic Human Data*, Mutat. Res., 313, 69-80.

9) Bender, M.A. and Setlow, R.B. (1994) *Spontaneous and Induced Micronuclei and UDS in Peripheral Lymphocytes*, Mutat. Res., 313, 209-214.

10) Nath, J., Hando, J. and Tucker, J. (1993) *Cytogenetic Studies on Sex Chromosome Elimination in Humans*, 6th International Conference on Environmental Mutagens Book of Abstracts 180, pp.66f.

11)Stone, J. and Sandberg, A. (1995) *Sex Chromosome Aneuploidy and Aging*, Mutat. Res., 338, 107-113.

12) Fenech, M., Neville, S. and Rinaldi, J. (1994) *Sex is an Important Variable Affecting Spontaneous Micronucleus Frequency in Cytokinesis-Blocked Lymphocytes*, Mutat. Res., 313, 203-207.

Evaluation of Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index (RMI) as a Diagnostic and Prognostic Indicator in Accidental Total Body Irradiation

Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.;
Barboza, M.E.; Alva, R.; Reyes, E. and A. Robinson

Presentado en el Ninth International Congress of Radiation Protection (IRPA9),
Viena, Austria, 14 al 19 abril, 1996

EVALUATION OF FLOW CYTOMETRIC RETICULOCYTE MATURITY INDEX (RMI) AS A DIAGNOSTIC AND PROGNOSTIC INDICATOR IN ACCIDENTAL TOTAL BODY IRRADIATION

Dubner, D.L.[1]; Gisone, P.A.[1]; Pérez, M. del R.[1];
Barboza, M.E.[2]; Alva, R.[3]; Reyes, E.[3] and A. Robinson[3]

[1] Ente Nacional Regulador Nuclear/ Centro Atómico Ezeiza
[2] Hospital de Clínicas "José de San Martín"
[3] Hospital Naval "Pedro Mallo"

Argentina

INTRODUCTION

In cases of accidental total body overexposures early diagnostic and prognostic methods are recquired. After high doses, bone marrow could be severely damaged. Between peripheral blood cells, reticulocytes could be considered as a useful indicator of erithropoietic activity to evaluate the extension of damage to haematopoietic system and to predict bone marrow recovery.[1]

After an accidental total body irradiation (TBI), their presence in peripheral blood, even in a very low quantity, indicates a remaining bone marrow activity. Their increase after a bone marrow aplasia, may be considered as a sign of functional recovery.

Flow cytometric analysis provides an objective measure of reticulocyte maturity, since the intensity of fluorescence is directly proportional to ribonucleic acid (RNA) content [2]. It is thus possible to derive a reticulocyte maturity index (RMI) taking into account the fraction of reticulocytes with high intensity of fluorescence (HFR) which represents the subset at the earliest maturative stage.

With the purpose of testing the usefulness of flow citometric reticulocyte analysis with determination of a RMI as an early indicator of radioinduced marrow suppresion, this method was assayed in an animal model of TBI.

Considering that therapeutical irradiations could provide useful models of human accidental irradiations,similar studies were performed in fourteen patients undergoing TBI as a conditioning regime for bone marrow transplantantion in order to evaluate the clinical applicability of this method for monitoring bone marrow functional recovery.

MATERIALS AND METHODS

Animal studies: Wistar rats were irradiated with Co 60-gamma radiation, at doses of 2 Gy, 4 Gy and 6 Gy . Blood samples were taken from the tail vein on days 0, 1, 3, 7, 10, 17.and 30 after irradiation (a.i.). Similar sampling was carried out with non-irradiated animals.

*Clinical studies:*fourteen patients undergoing bone marrow transplantation (BMT) (6-54 years) were enrolled for this study. Pretransplant conditioning regimes consisted in chemotherapy (started on day -9) plus radiotherapy (between days -4 and -1). Bone marrow infusion was performed on day 0. TBI was administered at 3 Gy/day in twice daily fractioned

doses, at a dose rate of 0.04 Gy/min. Blood samples were obtained daily during conditioning treatment and three times weekly until patient's discharge.

Flow cytometry of reticulocytes: all blood samples using EDTA as anticoagulant were treated in the same way. Whole blood (5uL) was stained for flow cytometric analysis with thiazol orange (TO) Retic Count® (Becton Dickinson) and the corresponding unstained sample was used as autofluorescent control. Both samples were analyzed on a Facstar Plus® cell sorter (Becton Dickinson).

The fluorescence of 50000 red cells was collected. The reticulocyte percentage and the mean fluorescence intensity were calculated using the Lysis I software program.

For RMI defining, data analysis was performed by two different protocols. For the first one, mean channel number of fluorescence was expressed as arbitrary units of fluorescence (UAF/RMI expression) [3]. For the second method, fluorescence intensity of reticulocytes was divided into regions of low (LFR), moderate (MFR) and high fluorescence (HFR) according to Davis [4] [5] and HFR % was derived by dividing the number of reticulocytes in the high fluorescence area by the total number of reticulocytes.

Engraftment monitoring in BMT patients: a post-transplantation increase in absolute neutrophil count (ANC) to > 500/ml in two consecutive samples was employed to define myeloid engraftment. The second succesive increase of platelets count (PC) to > 25000/ml was considered as indication of trombopoietic recovery. Erithropoietic recovery was defined by three succesive rising counts in RMI following the nadir post-transplantation .

Statistical analysis: satistical analysis of data was performed using the Wilcoxon matched pairs signed rank sum test and one way Anova test.

RESULTS

Animal studies: Considering the whole groups, total reticulocyte percentage fell progressive to a nadir on day 3 a.i. (5.56 % from basal values, $p < 0.01$). A slow recovery was then observed There was a rise on day 17 a.i. In most animals basal values were recovered on day 30 a.i. These changes were not dose-related . There was a significant reduction in AFU/RMI on day 3 a. i. (day 0: 40.02 +/- 5.31 vs day 3: 30.83 +/- 1.77 $p < 0.01$) indicating a lower RNA content in reticulocyte population. Recovery was earlier in groups irradiated with the lower doses (FIG. 1 A and B).

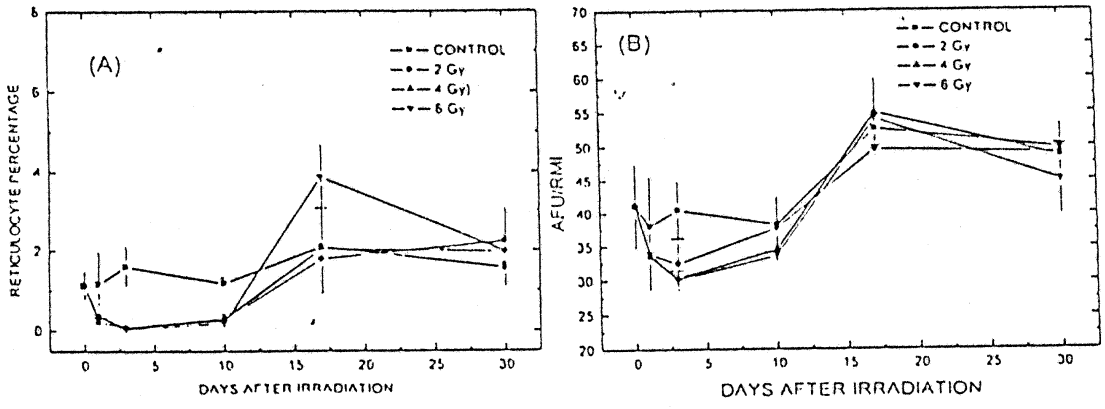


Figure 1. Temporal behaviour of (A) reticulocyte percentage and (B) AFU / RMI in total body-irradiated rats.

Clinical studies: in all patients HFR % decreased more rapidly than reticulocyte count and dropped to zero in most patients. After the aplasic period, the rise in HFR % preceded by several days the rise in total reticulocyte number. Engraftment was detected on day 16.5 +/- 3.2 post-transplantation (p.t.) by HFR % , on day 19.8 +/- 4.6 p.t. by ANC ($p< 0.05$) and on day 26.5 +/- 7.8 p.t. by PC ($p < 0.05$). FIG. 2 shows temporal behaviour of total reticulocytes number and HFR % from the beginning of conditioning treatment until patients' discharge.

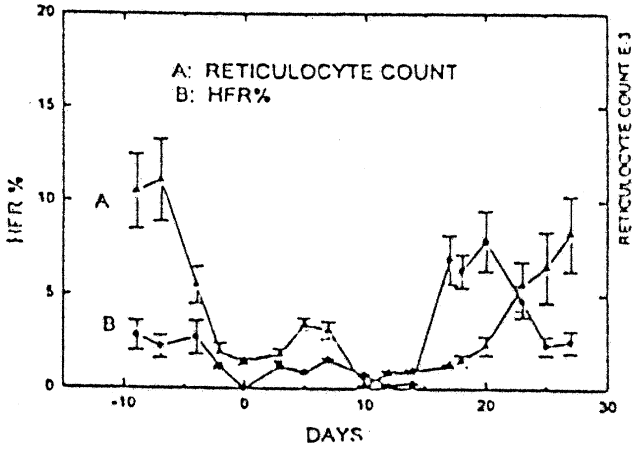


Figure 2: Temporal behaviour of total reticulocyte number of HFR / RMI in patients undergoing bone marrow transplantation. Day 0: bone marrow infusion

DISCUSSION

Reticulocyte count has been subject of numerous discussions regarding its clinical applicability and the new possibilities offered by flow cytometric methods. Besides the total number of these cells, the mean RNA content may play a role as a parameter of maturation stage, thus providing another useful tool for monitoring erythropoietic function.

Our data from animal studies indicate the sensitivity of this method for evaluating early radioinduced damage to haematopoietic system.according to earlier results of Tanke et al. [6]. Early depletion in peripheral reticulocyte was evident in all irradiated animals but the results did not reflect dependency on radiation doses.The percentage increased by the third week in all groups, including non-irradiated animals.A regenerative response from bone marrow to periodic blood loss could account for this late rise [7]. Higher values were reached in groups irradiated with higher doses. Thirty days a.i. basal values were recovered. Additional studies with other doses and dose-rates should be done to fully define dose-effect relationship. Considering AFU/RMI it has been possible to detect an earlier recovery in animals exposed to lower doses.

Our study with patients was primarily aimed at the early detection of bone marrow functional recovery. Temporal relationship between erythroid, myeloid and megakaryocytic engraftment remains unanswered [3] Although all peripheral blood cells ultimately arise from a totipotential haematopoietic stem cell, early regeneration of cell populations after BMT may be from commited progenitor cells. Hence, rate of recovery of the three formed elements (red cells, white cells and platelets) could be independent of each other [1] Our results showed that bone marrow function was detected earlier by RMI than by either neutrophils or platelets. Rise in HFR % preceded in about 3 days the rise in neutrophil counts. This close temporal-relation is in good correlation with previous results of other similar studies [8].

Additional work will be required to standardize RMI and arrive at a common definition and calibration [2] Further experimental and clinical assays could provide more insight regarding the potential clinical utility of this method for monitoring accidentally overexposured patients.

REFERENCES

[1] Lazarus H.: et al. *Kinetics of Erythrogenesis after Bone Marrow Transplantation.* Am J Clin Pathol (1992) 97:574-583

[2] Davis B.H. and Bigelow N.C. *Automated Reticulocyte Analysis: clinical practice and associated new parameters.* Hemat. Oncol. Clinics of N.Am.(1994) 8 (4): 617-630

[3] Davis B.H. et al. *Utility of Flow Cytometric Reticulocyte Quantification as a predictor of Engraftment in Autologus Bone Marrow Transplantation.* Am. J. of Hematol.(1989) 32:81-87

[4] Davis B.H. et al. *Proposal for Standardization of Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index (RMI) Measurements.* Cytometry (1993) 14:318-326

[5] Davis B.H. , Ornvold K and Bigelow N.C. *Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index: a useful laboratory parameter of erythropoietic activity in anemia.* Cytometry (1995) 22:35-39

[6] Tanke H.J. et al. *Changes in erythropoiesis due to radiation or chemotherapy as studied by flow cytometric determination of peripheral blood reticulocytes.* Histochemistry (1986) 84:544-548

[7] Capel-Edwaerds K, Wheeldon J.M. and Mifsud C.V.J. *The effect of controlled daily blood loss on the haemoglobin concentration, erythrocyte count and reticulocyte count of male rats.* Toxicology Letters (1981) 8: 29-32

8] Kuse R. *The appearance of reticulocytes with medium or high RNA content is a sensitive indicator of beginning granulocyte recovery after aplasiogenic cytostatic drug therapy in patients with AML.* Ann of Hematol (1993) 66:213-214

Blood Oxidative Stress Parameters and Their Correlation with Indicators of Bone Marrow Recovery after Total Body Irradiation

Dubner, D.L.; Pérez, M. del R. and Gisone, P.A.

Publicado en: Natural Antioxidants and Food Quality in Atherosclerosis and Cancer Prevention, Cambridge, UK, The Royal Society of Chemistry, pp. 46-48, 1996

BLOOD OXIDATIVE STRESS PARAMETERS AND THEIR CORRELATION WITH INDICATORS OF BONE MARROW RECOVERY AFTER TOTAL BODY IRRADIATION

Dubner, D.L.; Pérez, M. del R. and Gisone, P.A.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

1. **INTRODUCTION**

In a situation of accidental irradiation with high dose total body overexposure, early diagnostic methods to assess damage in haematopoietic tissue and to predict whether recovery can occur, are recquired.

Therapeutic total body irradiation (TBI), in the conditioning for bone marrow transplantation (BMT), provides a useful model of accidental irradiations. Such patients achieve a iatrogenic state of reversible bone marrow aplasia. The management of these patients is largely affected by the duration of the aplastic period. Hence, the availability of laboratory tests that reliably indicate succesful engraftment would contribute significantly to the clinical management of bone marrow transplant patients.(1)

It has been previously demonstrated that the conditioning therapy given to BMT recipients creates a high oxidant stress resulting in a reduction of endogenous antioxidants(2)

The presence of highly reactive free radicals might play a role in the peroxidation of membrane lipids. It may be particularly relevant in the setting of high dose chemotherapy or radiotherapy which depend to some degree upon the generation of free radicals for their biological effects.(3)

The purpose of this investigation was to examine the time course of lipid peroxides by the detection of thiobarbituric reactive substances (TBARS). We have prospectively measured plasma TBARS levels as a prognostic marker in patients undergoing BMT. Changes in TBARS levels were compared with antioxidant status of erythrocytes in the considered period. Results were analyzed by dividing patients in two subsets according to the clinical course of BMT. Engraftment was monitored by periodic blood cell counts and by evaluating a reticulocyte maturity index (RMI) that is considered to be the most sensitive indicator of engraftment.(1)

2. **MATERIALS AND METHODS**

2.1. **Patients and treatments**

Twenty patients undergoing BMT, 14 males and 6 females, mean age 30.4 years (range 6-54 years), were enrolled for this study. Sixteen patients underwent allogeneic BMT and three patients had autologous BMT. In one case the patient received a singeneic BMT (monozygotic twin donor). The diagnosis included 7 patients with acute myelogenous leukemia, 8 patients with chronic myelogenous leukemia, 2 patients with non-Hodgkin lymphoma, one patient with Wiscott-Aldrich syndrome ,one patient with ß-talasemia and one patient with multiple mieloma.

Pretransplant conditioning regimes consisted in chemotherapy (CHT) in five patients and CHT plus radiotherapy (TBI) in fifteen patients. In these patients, TBI was administrated at 3 Gy/day for 4 days in twice daily fractionated doses, at a dose-rate of 0.04 Gy/min.

2.2. **Samples Collection and Storage**

Blood samples were obtained the day before starting CHT, daily during conditioning treatment and three times weekly until patient's discharge. For reticulocyte analysis, EDTA anticoagulated blood samples were stored at 4°C until 48 hs after collection. For TBARS determinations, plasma samples were frozen at -70°C until measurements. For the evaluation of antioxidant status of erythrocytes, hemolysates were stored at -18°C until Catalase (CAT) and Superoxide Dismutase (SOD) activities were measured.

2.3. **Plasma TBARS Levels**

Plasma levels of lipid peroxides were estimated in terms of TBARS . Briefly, the elimination of TBA-reacting substances other than lipid peroxides in plasma was performed by the treatment with phosphotungstic acid-sulfuric acid system according to the procedure of K Yagi [(4)]. The standard TBA assay was carried out according to the method of Ohkawa et al.[(5)] with the modifications of Kikugawa et al.[(6)] with fluorometric measurement at 553 nm with 515 nm excitation .Results were expressed as nmol/L.

2.4. **Antioxidant Status of Erythrocytes**

SOD activity was determined in hemolysates, using a modification of epinephrine-adenochrome detection system [(7)]. Briefly, the reaction mixture contained buffer glycine 50 mM (ph 10.0 adjusted with OHNa) and epinephrine bitartrate 60 mM (ph 2 adjusted with Hcl). The inhibition of adenochrome formation was following at 480 nm. The activity was expressed in units/ mg of protein.

CAT activity of erythrocytes was measured on aliquots obtained as hemolysates and expressed as the first-order kinetic constant of the rate of disappearance of hydrogen peroxyde, measured by absorbance at 240 nm, according to Aebi[(8)]. Results were expressed as nmol/mg of protein. Protein concentration was determined by Lowry method.

2.5. **Engraftment Monitoring**

2.5.1.*Blood cells counts:* blood counts changes were automated evaluated three times a week. A post-BMT increase in absolute neutrophil count to > 50/uL in two consecutive samples, was considered as an indicator of mielopoiesis recovery.

2.5.2. *Flow cytometric reticulocyte analysis:* reticulocyte percentage and absolute reticulocyte count were determined by flow cytometry according to Davis[(9)].

The proportion of reticulocytes with high fluorescence intensity referenced to a cursor position prior established in samples from a normal control population, was used to derive an reticulocyte maturity index (RMI). A RMI increase by 20% from the aplasic nadir was considered as indicator of erythropoietic recovery [(1)].

2.6 **Statistical Analysis**:

Statistical analysis of the results were performed using the Wilcoxon matched pairs signed rank sum test and one way ANOVA test .

3. **RESULTS**

Plasma TBARS levels were significantly increased immediately after TBI compare to before starting conditioning treatment in all patients (n=20, day -9 vs day 0 p< 0,05).

In patients who presented a succesful BMT (n=16), plasma TBARS levels returned towards baseline levels between the first and the second week (day 0 vs day 14 p< 0,05). (Fig. 1A).

Patients who presented unfavorable post-BMT course (n=4), lipoperoxides levels increased in the post-transplant period. This increase was particularly evident during the third week (day 18 vs day 0 p< 0,05) (Fig 1B) .

Changes in the antioxidant status in the erythrocytes were not significant in the two studied groups along the considered period.

Temporal behaviour of SOD and CAT activities are shown in figures 2 and 3.

The RMI indicated engraftment earlier than neutrophil count (17,5 +/- 4,9 days vs 21,4 +/- 5,3 days, p< 0,05).

There was no correlation with results and the conditioning regime (CHT vs. CHT + TBI).

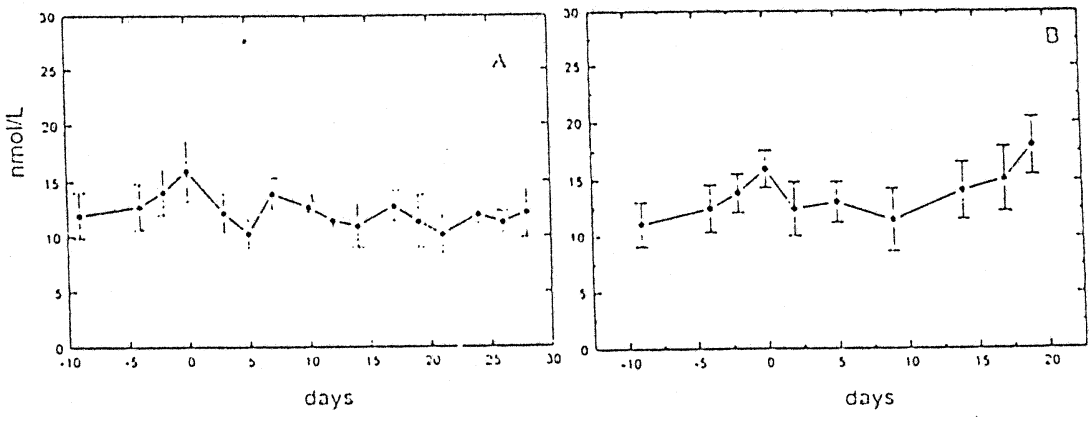


Figure 1: *TBARS values in BMT patients (• mean +/- S.D.)*

A) Patients with succesful engraftment(n=16): values on day -9 (11.9 +/- 2.1 nmol/L) are significantly lower (p<0.05) from values on day 0 (16.0 +/- 2.7 nmol/L).

B) Patients with unfavorable evolution (n=4): TBARS levels increased significantly (p < 0.05) during the third week . Day -9 (11.1 +/- 2.0 nmol/L), day 19 (18.1 +/- 2.8 nmol/L.

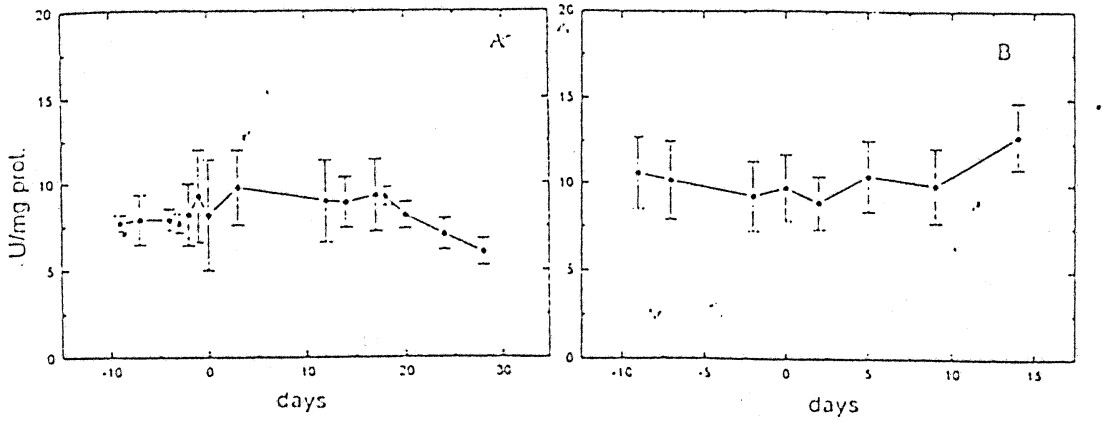


Figure 2: *Erythrocyte SOD activity (• mean +/- sd) did not change significantly during conditioning therapy and after BMT.*

A) Patients with succesful engraftment (n=16).

B) Patients with unfavorable evolution (n=4).

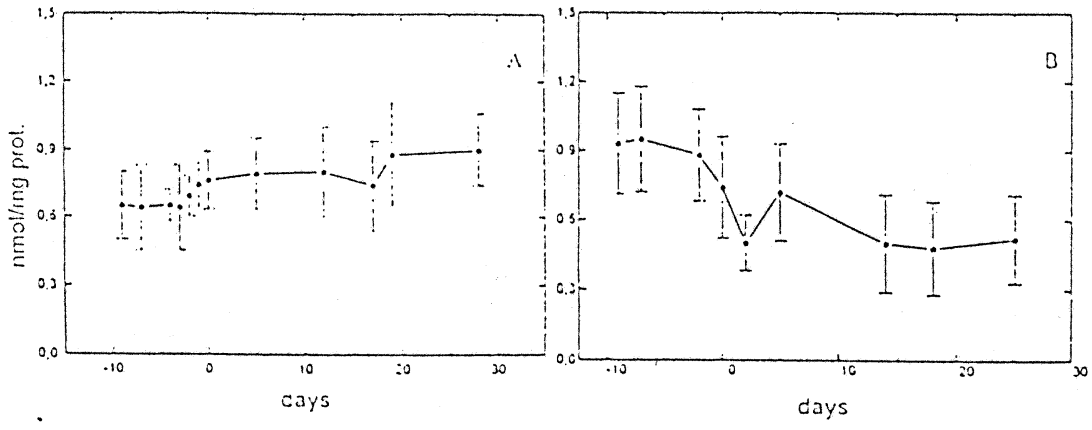


Figure 3: *Erythrocyte CAT activity (• mean +/- sd)*

A) Patients with succesful engraftment (n=16). Values did not change significantly during conditioning therapy and after BMT.

B) Patients with unfavorable evolution (n=4). The changes were not significant but data showed a trend to decrease during the post transplant period.

4. **DISCUSSION**

Since the first radiation accidents which resulted into severe health effects, great progress has been made in the medical management of disease such as aplasia.After whole body overexposure, and whichever being the therapeutic decision: bone marrow transplantation or other strategies, an early indicator or predictor of bone marrow recovery failure may allow the introduction of appropiate treatment[10] .

A role for free radicals has been proposed for the pathogenesis of radiation injury[11,12] as well as for the deletereous effects of chemotherapeutic agents[13]. Iron overload seen in these patients must be too considered as a possible mechanism for oxidative damage[3].

It is assumed that lipid peroxidation (LPO) can be set into motion whenever conditions of increased oxidative stress occur in the cell. At the level of cellular membranes, peroxidation of phospholipid fatty acid is a mechanism generally recognized of most importance[14] .

The content of TBARS has been frequently used to assess lipid peroxide formation. It has been proposed that the increase in plasma TBARS may be related to endothelial and epithelial cells damage[3].

We have observed an early increase in LPO plasma levels suggesting a free radical-induced oxidative stress during the myeloablative therapy.

Baseline TBARS levels were regained after 2 weeks post-transplantation in the subset of patients who presented a succesful engraftment. This fact suggest a temporal correlation between the return towards basal TBARS levels and the moment of bone marrow recovery determined by RMI.

On the other hand, some authors have shown changes in antioxidant status of erythrocytes in different pathological situations [15, 16]. Erythrocytes are exposed to oxygen radicals to a greater degree than most other cells.

Red cells CAT and SOD activities were not significantly modified by the oxidative challenge during the studied period. Since CAT handles about half of the generated H_2 O_2 and the glutathione peroxidase (GPX)/reductase mechanism account for the other half [17], the interpretation of these results require caution and measuremens of GPX and glucose-6-phosphate dehydrogenase should be carried out.

Data obtained in this study suggest that LPO may work as a prognostic marker. Further studies involving more patients should be undertaken in order to confirm these results and to investigate the relationship between other parameters of oxidative stress and the clinical evolution in patients undergoing BMT.

5. **REFERENCES**

1. B.H. Davis, N. Bigelow, E.D. Ball, L. Mills and G.G. Cornwell, Am J Hematol, 1989, **32,** 81.

2. A. Hunniset, S. Davies, J. Mc Laren-Howard, P. Gravett, M. Fin, D. Gueretwardle, Biol Tr Elem Res 1995, **47**, 125.

3. L.I. Gordon, S.G. Brown, M.S. Tallman, A.W. Rademaker, S.A. Weitzman, H.M. Lazarus et al., Free Rad Biol Med ,1995, **18,** 383.

4. K. Yagi, Methods in Enzymology, Academic Press, Inc., 1984, Vol 105, p. 328.

5.H. Ohkawa, N. Ohishi, K. Yagi, Anal. Biochem, 1979, **95**, 351.

6. K. Kikugawa, T. Kojima, S. Yamaki, H. Kosugi, 1992, Anal Biochem , **202**, 249.

7. A. Boveris, C.G. Fraga, A.I. Varsavsky and O. Koch, Arch Bioch Bioph ,1983, **227**, 534.

8. H. Aebi. Methods in Enzymology, Academic Press, Inc., 1984, Vol 105, p.121.

9. B.H. Davis and N.C. Bigelow, Clinical Flow Cytometry, NY Acad Scie, 1993, Vol 677, p. 281.

10. S.V. Davies, I. Cavill, N. Bentley, C.D. Fegan and J.A. Whittaker , Br. J. Haematol., 1992, **81**, 12.

11. P.A. Riley, Int. J. Radiat. Biol., 1994, **65**, 27.

12. J.P. Kehrer, Crit. Rev. Toxicol., 1993, **23**, 21.

13. M. Dürken, J. Agbenu, B. Finckh, C. Hubner and A. Kohlschutter, Bone Marrow Transplant, 1995, **15,** 757.

14. M. Comporti, Lab Invest, 1985, **53**, 599.

15. C. Reides, M. Repetto and S. Llesuy, Proc. Int. Symposium Oxygen Radicals in Biochem. Bioph. Med., 1994, p 32.

16. E. Peuchant, M.A. Carbonneau, L. Dubourg, C. Vallot and M. Clerc,Free Radic. Biol. Med., 1994, **16**, 339.

17. G. Gaetani, H. Kirkman, R. Mangerini and A. Ferraris, Blood, 1994, **84**, 325.

Acknowledgements - This work was partially supported by a Research Contract from IAEA (8368/RB).

Evaluación por citometría de flujo del índice de madurez reticulocitaria (IMR) como un indicador diagnóstico y pronóstico en casos accidentales de irradiación corporal total

Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.;
Barboza, M.E.; Alva, R.; Reyes, E. y A. Robinson

Publicado en: Seguridad Radiológica Nº 14, pp. 21-26, setiembre 1996

EVALUACIÓN POR CITOMETRÍA DE FLUJO DEL ÍNDICE DE MADUREZ RETICULOCITARIA (IMR) COMO UN INDICADOR DIAGNÓSTICO Y PRONÓSTICO EN CASOS ACCIDENTALES DE IRRADIACIÓN CORPORAL TOTAL

Dubner, D.L.[1]; Gisone, P.A.[1]; Pérez, M. del R.[1];
Barboza, M.E.[2]; Alva, R.[3]; Reyes, E.[3] y A. Robinson[3]

[1] Ente Nacional Regulador Nuclear/ Centro Atómico Ezeiza
[2] Hospital de Clínicas "José de San Martín"
[3] Hospital Naval "Pedro Mallo"

Argentina

RESUMEN

Mediante el análisis de reticulocitos por citometría de flujo se determinó un "índice de madurez reticulocitaria" (IMR). Se evaluó su utilidad como indicador temprano de daño medular radioinducido en un modelo animal de "irradiación corporal total" (ICT). Se evaluó asimismo la aplicabilidad de este método para el monitoreo de la recuperación funcional de la médula ósea en pacientes sometidos a ICT terapéutica. Se observó depleción precoz de reticulocitos en todos los animales irradiados, con disminución en el IMR. En los pacientes, después del período aplásico, el aumento del IMR precedió en varios días el incremento en el número total de reticulocitos y constituyó el indicador más precoz de recuperación funcional. Estos resultados permiten inferir que el análisis de reticulocitos por citometría de flujo con determinación de un IMR puede constituir indicador diagnóstico y pronóstico de aplicabilidad en casos de sobreexposición accidental.

INTRODUCCIÓN

En el manejo de accidentes radiológicos que involucren sobreexposición de todo el cuerpo, es importante contar, en la primera fase de actuación, con métodos que permitan una evaluación diagnóstica y pronóstica que es clave para la toma de decisiones terapeúticas.

Como es conocido, la médula ósea puede resultar severamente dañada y resulta prioritario evaluar la extensión del daño al sistema hemopoyético [1].

Entre las células de sangre periférica, los reticulocitos podrían ser un indicador de la actividad eritropoyética. Los reticulocitos son células no nucleadas de la serie roja, recientemente liberadas del tejido hemopoyético, que contienen ácido ribonucleico (RNA), en su citoplasma. Su presencia, aun en muy baja cantidad, es índice de actividad medular remanente. Su incremento, durante el seguimiento de la aplasia radioinducida, es un signo de la recuperación funcional de la médula ósea.

Es posible actualmente la marcación de estas células con un colorante fluorescente que se liga al RNA y su posterior análisis por citometría de flujo. Esta técnica provee una medida objetiva de la madurez del reticulocito, dado que la intensidad de fluorescencia es directamente proporcional al contenido de RNA [2].

Recientemente ha sido sugerido [2], que la cuantificación de los reticulocitos más jóvenes, permite establecer un IMR, que costituiría un mejor indicador de actividad medular, respecto de los otros criterios en uso.

Con el propósito de examinar la utilidad del recuento de reticulocitos con la determinación del IMR por citometría de flujo, como indicador temprano del daño medular radioinducido, se ensayó la técnica en un modelo animal de irradiación corporal total (ICT).

Considerando que las irradiaciones terapéuticas podrían proveer modelos útiles de irradiación humana accidental, un estudio similar fue realizado en catorce pacientes sometidos a ICT como parte del régimen condicionante previo al transplante de médula ósea. Aquí el propósito fue evaluar la aplicabilidad del método para monitorear la recuperación funcional del sistema eritropoyético.

MATERIALES Y MÉTODOS

Ensayos con animales:

Ratas Wistar fueron irradiadas todo el cuerpo con radiación gamma proveniente de una fuente de cobalto 60, con dosis de 2 Gy, 4 Gy y 6 Gy. Se tomaron muestras de sangre de la vena de la cola antes de la irradiación (día 0), y en los días 1, 3, 7, 10, 17 y 30 posteriores a la irradiación (pi).

Ensayos clínicos:

Catorce pacientes que recibieron transplante de médula ósea TMO (6 - 54 años), fueron incluidos en el estudio.

El régimen condicionante pretransplante consistió en un esquema de quimioterapia (día -9 hasta día -5) continuado con radioterapia (día -4 hasta día -1). La infusión de médula ósea se realizó el día 0.

La dosis total administrada a todo el cuerpo fue de 12 Gy, con un protocolo de fraccionamiento de 3 Gy/día. (Tasa de dosis: 0,04 Gy/min).

Las muestras de sangre se obtuvieron diariamente durante el condicionamiento y tres veces por semana post-trasplante, hasta el alta del paciente.

Análisis de reticulocitos por citometría de flujo:

Todas las muestras de sangre, usando EDTA como anticoagulante fueron tratados de la misma forma.

Sangre entera (5 ul) fue coloreada para el análisis en el citómetro de flujo con Naranja de Tiazol (Retic Count^{R}, Becton Dickinson) y la correspondiente muestra no coloreada fue usada como control autofluorescente. Ambas muestras fueron analizadas en un citómetro FacstarPlus, Becton Dickinson. Se analizaron 50 000 eritrocitos por muestra. El porcentaje de

reticulocitos y la intensidad media de fluorescencia fueron calculadas mediante el software Lysis I.

Para definir el IMR se realizó el análisis de los datos de acuerdo a dos protocolos diferentes:

Método I: El número de canal de la intensidad media de fluorescencia, se expresó como Unidades Arbitrarias de Fluorescencia. (UAF/IMR) [3].

Método II: La intensidad de fluorescencia de los reticulocitos fue dividida en tres regiones,de baja (L FR) moderada (M FR) y alta fluorescencia (H FR),de acuerdo a Davis [4,5] y HFR % (IMR) fue calculado dividiendo el número de reculocitos de alta fluorescencia por el número total de reticulocitos.

Monitoreo del transplante:

Un incremento en el número absoluto de neutrofilos (RAN) > 500/ul en dos muestras consecutivas de sangre periférica, fue utilizado para definir recuperación mieloide de la función medular post-transplante (*myeloid engraftment*).

El segundo incremento sucesivo en el recuento de plaquetas (RP) > 25 000/ul fue el índice considerado de recuperación trombopoyética.

La recuperación eritropoyética fue definida por el tercer incremento sucesivo en el valor del IMR.

Análisis estadístico:

Para el análisis estadístico se utilizó el ensayo de Wilcoxon de valores apareados, y el ensayo ANOVA de una vía.

RESULTADOS

Experiencia con ratas:

Considerando todos los grupos, el porcentaje total de reticulocitos cayó progresivamente hasta alcanzar un mínimo el día 3 pi (5,56 % del valor basal, $p < 0,01$). A partir de ese momento se observó una lenta recuperación, con un máximo alrededor del día 17. La recuperación de los valores basales ocurrió alrededor del día 30 pi.

Estos cambios no fueron dosis dependiente.

Se encontró una significativa disminución en los valores del IMR expresado como AFU, el día 3 pi ($p < 0,01$), indicando unmenor contenido de RNA en la población reticulocitaria. La recuperación fue mas precoz en los grupos irradiados con menor dosis. Figuras 1A y 1B.

Estudios clínicos:

En todos los pacientes el IMR, expresado como HFR%, decreció mas rápidamente que el recuento de reticulocitos, y cayó a cero en la mayoría de ellos. Después del período aplásico, el aumento en HFR% precedió en varios días el incremento en el número total de reticulocitos.

El *"engraftment"* fue detectado en el día 16,5 ± 3,2 post-transplante usando el HFR%,el día 19,8 ± 4,6 post-transplante por RAN ($p < 0,05$) y 26,5 ± 7,8 por RP ($P < 0,05$).

La Figura 2 muestra el comportamiento temporal del recuento de reticulocitos y de HFR% desde el comienzo del tratamiento condicionante hasta el alta del paciente.

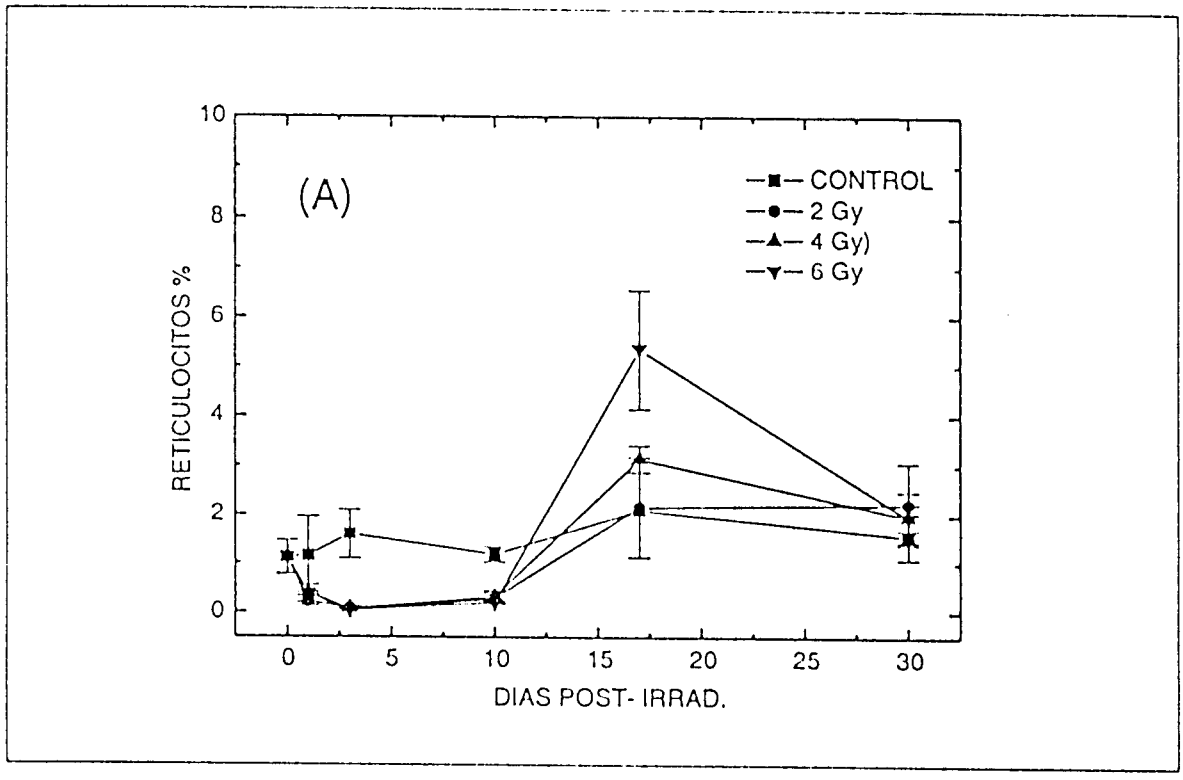


Figura 1A

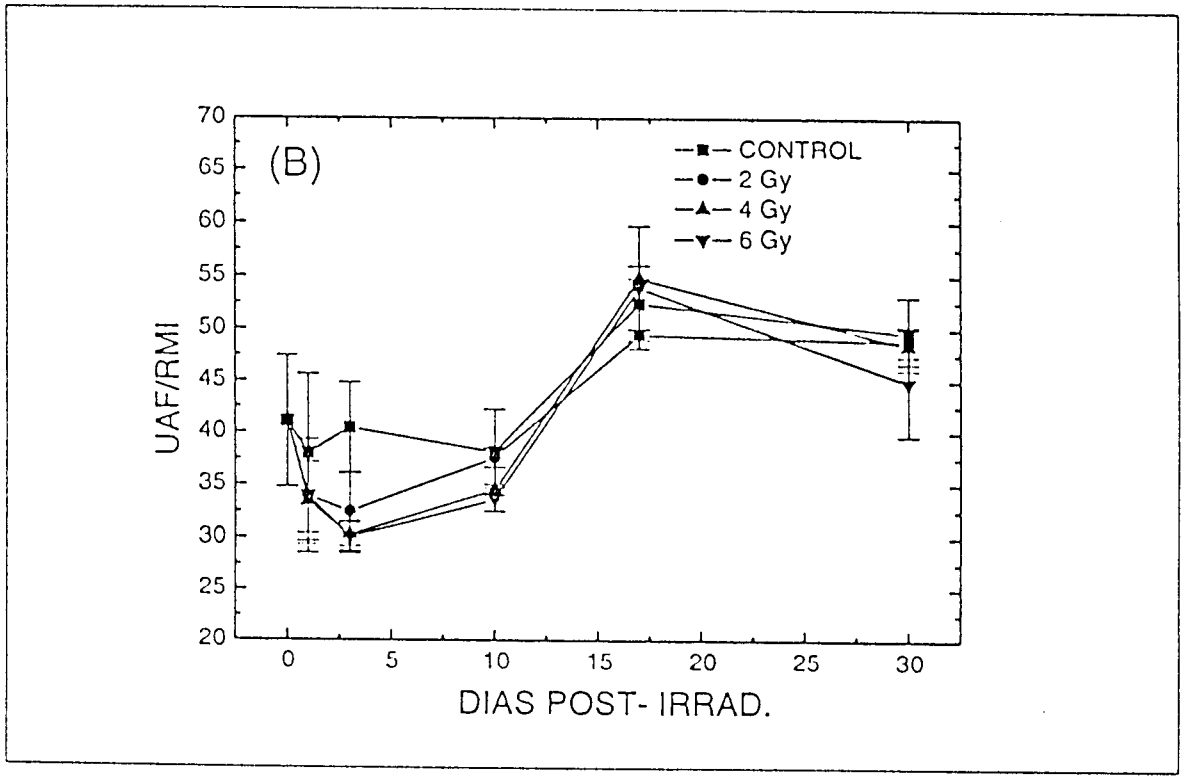


Figura 1B

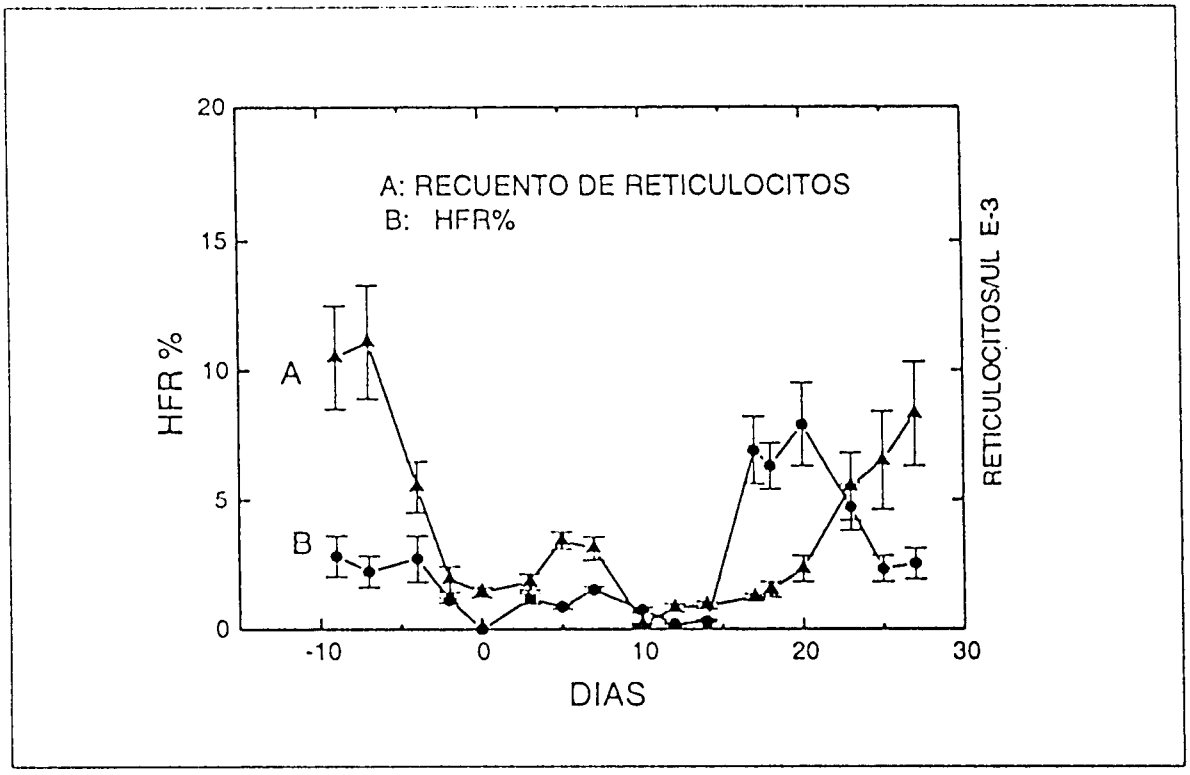


Figura 2

DISCUSIÓN

El recuento de reticulocitos por citometría de flujo y su aplicabilidad clínica están siendo evaluados actualmente [5]. Además de la rápida y precisa cuantificación de un gran número de reticulocitos, esta técnica permite medir el contenido de RNA citoplasmático y poder así separar subpoblaciones con alto (jóvenes) y bajo (maduros) contenido de RNA.

Nuestros datos del estudio en ratas, indican la sensibilidad del método para evaluar daño temprano radioinducido en el sistema hemopoyético, en concordancia con datos obtenidos por Tanke y col. [6]. La depleción precoz de reticulocitos periféricos fue evidente en todos los animales irradiados, pero los resultados no reflejaron dependencia con la dosis.

El porcentaje se incrementó en la tercer semana en todos los grupos, incluyendo los animales no irradiados. Una respuesta regenerativa de la médula ósea a la pérdida periódica de sangre, podría dar cuenta de este aumento tardío. Valores significativamente más altos, fueron obtenidos en los grupos irradiados con la dosis más alta.

Estudios adicionales, con otras dosis y otras tasas de dosis, deberán ser hechos para definir o no la existencia de una relación dosis-efecto.

Considerando el IMR/UAF ha sido posible detectar una recuperación más temprana en los animales expuestos a menor dosis.

Nuestro estudio en pacientes estuvo principalmente dirigido a la detección temprana de la recuperación funcional de la médula ósea.

Nuestros resultados muestran que la recuperación medular fue detectada precozmente por el IMR. El incremento en HFR% precedió en tres días el aumento

en el recuento de neutrófilos. Estos resultados concuerdan con resultados previos de otros estudios similares [8].

La relación temporal entre la recuperación de las series mieloide, eritroide y megacariocítica, no se conoce. La regeneración temprana, después de un transplante de médula ósea, podría provenir de células progenitoras comprometidas y la tasa de recuperación de los tres elementos formados (células rojas, blancas y plaquetas), podrían ser independientes unas de otros.

Se requieren nuevos estudios para estandarizar el IMR y arrivar a una definición única [2].

Ensayos adicionales, clínicos y experimentales, proveerán un mayor conocimiento de la potencial utilidad clínica del método, para monitorear pacientes accidentalmente expuestos.

REFERENCIAS

[1] Lazarus H. et. al. *Kinetics of Erythrogenesis after Bone Marrow Transplantation.* Am J. Clin Pathol (1992) 97:574-583.

[2] Davis B.H. and Bigelow N.C. *Automated Reticulocyte Analysis: clinical practice and associated new parameters.* Hemat. Oncol. Clinics of N. Am. (1994) 8 (4): 617-630.

[3] Davis B.H. et. al. *Utility of Flow Cytometric Reticulocyte Quantification as a predictor of Engraftment in Autologus Bone Marrow Transplantation.* Am. J. of Hematol. (1989) 32:81-87.

[4] Davis B.H. et. al. *Proposal for Standardization of Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index (RMI) Measurements.* Cytometry (1993) 14:318-326.

[5] Davis B.H., Ornvold K. and Bigelow N.C. *Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index: a useful laboratory parameter of erythropoietic activity in anemia.* Cytometry (1995) 22:35-39.

[6] Tanke H.J. et. al. *Changes in erythropoiesis due to radiation or chemotherapy as studied by flow cytometric determination of peripheral blood reticulocytes.* Histochemistry (1986) 84:544-548.

[7] Capel-Edwaerds K. Wheeldon J.M. and Mifsud C.V.J. *The effect of controlled daily blood loss on the haemoglobin concentration, erythrocyte count and reticulocyte count of male rats.*Toxicology Letters (1981) 8: 29-32.

[8] Kuse R. *The appearance of reticulocytes with medium or high RNA content is a sensitive indicator of beginning granulocyte recovery after aplasiogenic cytostatic drug therapy in patients with AML.* Ann of Hematol (1993) 66:213-214.

Riesgo de radiación a bajas dosis

Beninson, D.J.

Publicado en: Seguridad Radiológica Nº 14, pp. 13-19, setiembre 1996

RIESGO DE RADIACIÓN A BAJAS DOSIS

Beninson, D.J.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

Las fuentes de riesgo y el concepto de riesgo han sido estudiados en forma creciente durante los últimos años. La esencia del riesgo consiste en una combinación de la noción de pérdida con la de azar o probabilidad. La idea de azar es crucial: lo inevitable puede ser ciertamente desagradable pero al no tener carácter probabilístico no constituye un riesgo.

Aún sin analizar los diferentes componentes del concepto de "pérdida", debería reconocerse que el estar expuesto a riesgos no es algo necesariamente malo. Los logros de la vida moderna implican la exposición a varias fuentes de riesgo, y la evolución que se ha producido a través de la historia no hubiera sido posible sin los riesgos incurridos por nuestros antepasados.

Un tipo especial de riesgo, relacionado con nuestra discusión, está ejemplificado por las amenazas para la salud debidas a los bajos niveles de radiación y de concentración de sustancias químicas de origen natural o artificial. Este riesgo es muy difícil de analizar, no porque los efectos no sean conocidos sino, por el contrario, porque ellos son ya muy familiares y en los grupos expuestos sólo se manifiesta una frecuencia ligeramente incrementada de tales efectos.

2. RIESGO DE RADIACIÓN

A dosis elevadas la radiación ionizante es claramente perjudicial, prevaleciendo los efectos determinísticos, por ejemplo la muerte a través del síndrome agudo de radiación. No hay duda en este caso de la relación causal entre la exposición a radiaciones y sus efectos. A dosis algo más bajas los efectos determinísticos no se producen pero, si el grupo de individuos expuestos es suficientemente grande, puede evidenciarse claramente un incremento en la inducción de cáncer sobre la tasa espontánea. Si bien en estos casos la relación entre radiación y cáncer es bastante clara, no es posible establecer con certeza si un determinado individuo habrá de resultar afectado o si un dado caso de cáncer es consecuencia de una exposición.

A dosis aún menores la relación observada entre radiación y cáncer se torna imprecisa debido a que las incertidumbres son progresivamente mayores llegando a un punto en que el efecto, si existe, no puede ser detectado. Este hecho ha ge-

nerado muchas discusiones, en las que los defensores de la existencia de una dosis umbral han afirmado que no existe ningún tipo de efecto por debajo de tal dosis. Esto podría ser cierto, por supuesto, pero la imposibilidad de su observación no constituye una prueba de ello.

2.1 Posibilidades de detección estadística y umbral

Aún suponiendo una relación lineal, sin umbral entre riesgo[1] y dosis, el número **N** de individuos requerido para lograr la detectabilidad es tanto mayor cuanto menor es la dosis **D** en que incurren dichos individuos. Si todos los demás factores que pueden influir se mantienen constantes, el número de casos de cáncer en exceso atribuibles a la radiación y su desviación estándar estarán dados por:

$$\text{Exceso} = rDN$$

$$\sigma = \sqrt{bN + rDN}$$

donde **b** es el riesgo "natural" de cáncer, apropiado para el grupo en estudio, y **r** es el riesgo por unidad de dosis en el grupo.

El exceso será detectable si es mayor que un número estipulado de desviaciones estándar (usualmente dos para un nivel de significación del orden del 95%). Por lo tanto:

$$rDN \geq 2\sqrt{bN + rDN}$$

En la mayoría de los casos el riesgo de cáncer "natural" es sustancialmente mayor que **rD** y por lo tanto **(b + rD)** es prácticamente constante. Mediante una simple operación algebraica, se puede demostrar que para ese nivel de significación:

$$D^2N \geq \text{constante}$$

Por ejemplo, supóngase que se ha evidenciado que un determinado tipo de cáncer está relacionado con la radiación en un grupo de población de unos pocos miles de personas que han incurrido en dosis del orden de 1 Gy; para mostrar la misma relación con dosis del orden de 100 mGy se requerirían grupos de algunos cientos de miles de individuos.

Este argumento es simplista dado que ignora la mayor parte de los factores que afectan los estudios epidemiológicos, pero es suficiente para desestimar la mayoría de los esfuerzos reportados para probar umbrales significativos. Por otra parte debe reconocerse que los estudios epidemiológicos realizados a bajas dosis, especialmente de aquellos tipos de cáncer cuya incidencia "natural" es baja, pueden contribuir al progreso de nuestro conocimiento, pero se requiere una prudencia extrema cuando los resultados son negativos.

2.2 Experimentación con animales y relación dosis efecto a bajas dosis

Los experimentos con animales, habitualmente de pequeño tamaño, ofrecen la posibilidad de incrementar el número de animales expuestos cuando es necesario y planificar las exposiciones a fin de cubrir el rango requerido. Obviamente los resultados no son directamente aplicables al hombre (por ejemplo las pendientes observadas), pero se puede obtener información general sobre la forma de la relación dosis-efecto y sobre la acción de los parámetros que se supone influyen en dicha relación.

1 La expresión "riesgo" es utilizada aquí de manera no rigurosa significando probabilidad, dado que el único efecto considerado es cáncer.

Por otra parte, a bajas dosis aparece el mismo problema de detectabilidad. Para mejorar (pero no resolver) la situación, las experiencias requerirían, como usualmente se dice, demasiados "ratones", demasiado dinero y demasiado tiempo para ser realizables. Aún si los experimentos fueran posibles, quedaría siempre una región de dosis donde las observaciones directas no son factibles y es esa región la que nos interesa en mayor medida. La cuestión principal es la validez de las extrapolaciones de resultados obtenidos con altas dosis, a la región de bajas dosis.

2.3 Extrapolación a partir de dosis para las que se efectuaron observaciones

A veces se afirma que la búsqueda de la función que mejor se ajusta a las observaciones proporcionaría la solución al problema de la extrapolación. Esto, por supuesto, no tiene sentido: existen infinitas funciones que podrían pasar exactamente por todos los puntos que representan las observaciones.

Para efectuar un análisis de regresión es necesario en, *primer lugar, elegir la función a ser probada.* Es entonces posible obtener conclusiones sobre la bondad del ajuste, comparar las dos o más funciones preseleccionadas, etc. Parece entonces inevitable concluir que:

a) ni las experiencias epidemiológicas, ni las que se realizan con animales determinarán la forma de la relación dosis efecto a bajas dosis;

b) si se selecciona una función en base a otras consideraciones, esas experiencias ayudarán a obtener valores de los parámetros aplicables al hombre y a probar el modelo cuando se obtengan nuevos datos por debajo del juego de datos existente.

2.4 Radiobiología molecular y celular y el modelo para la relación dosis efecto

Una crítica común que se hace al uso de la modelización de la relación dosis efecto (sobre la base de los resultados de la investigación radiobiológica básica) es que las predicciones realizadas mediante dicha modelización no son científicas, debido a la falta de datos epidemiológicos en la región de dosis en que se efectúa la predicción.

Esta crítica es ciertamente no científica en sí misma. Es suficiente mencionar el descubrimiento de un nuevo planeta y las observaciones que confirman las predicciones de la relatividad para desestimar dicha crítica. En tanto que algunas ciencias naturales consisten en una descripción de lo que se observa, la mayor parte de ellas resulta de la conjunción de modelizaciones a partir de algunas observaciones, predicciones que a veces conducen a otras observaciones, construcciones teóricas y la búsqueda de experimentos nuevos y cruciales.

Se cuenta con un amplio conocimiento sobre el efecto de las radiaciones en las células. En la actualidad existe consenso en que para todos los efectos de interés el blanco de la radiación es el ADN. La entrega de energía por radiación ionizante ocurre por ionización y por excitación. Alrededor de la mitad de la energía depositada en las células es debida a excitaciones, pero tiene menores consecuencias que la ionización. La energía depositada en el ADN afecta la molécula por ionización directa o por la acción de radicales libres que genera la ionización en la vecindad inmediata.

Los efectos inmediatos de tal deposición de energía son la pérdida o el daño de una de las bases o la pérdida de un segmento de la molécula de ADN. Existen mecanismos sofisticados y eficientes de reparación que usualmente contrarrestan

el efecto, excepto en una pequeña proporción de casos, resultando lo que se llama una reparación fallida.

La existencia de la radiación natural de fondo reduce la importancia de la relación dosis respuesta para dosis cercanas a cero. Casi toda la información sobre cambios estocásticos en células irradiadas *"in vitro"*, con radiaciones de bajo LET, puede ser resumida e interpretada del siguiente modo:

a) a bajas dosis (y aún a mayores dosis pero con baja tasa de dosis) es muy improbable que ocurra más de un evento ionizante, en las partes relevantes de la molécula de ADN, durante el lapso en que actúa el mecanismo de reparación. Teniendo en cuenta la distribución de Poisson de los eventos ionizantes, el pequeño exponente involucrado y una pequeña fracción de reparaciones fallidas, la relación dosis efecto resultará lineal, como es en realidad.

b) con dosis y tasas de dosis mayores dos eventos ionizantes pueden combinar sus efectos antes de que el mecanismo de reparación pueda cancelar el efecto del primer evento, dando lugar a un incremento en la probabilidad de transformación del ADN que se refleja, en la relación dosis-respuesta, mediante un término cuadrático en dosis.

Obviamente hay bastante distancia entre una célula transformada y un cáncer clínico. En la actualidad existe consenso en que el cáncer se inicia en una única célula. Cuando las células progenitoras de un tejido son irradiadas, es probable que ocurra más de una transformación y el número de tales transformaciones es una variable aleatoria Poissoneana con un valor promedio **NP**, donde **N** es el número de células progenitoras y **P** es la probabilidad de transformación por célula. A su vez, esta probabilidad es una función lineal cuadrática de la dosis.

Se puede demostrar que, si la célula modificada posee alguna ventaja en su desarrollo (un tiempo de división menor), la probabilidad total de que al menos una célula modificada resulte en una colonia de células que crezca sin límite, está también relacionada con la dosis por una relación lineal cuadrática.

Debería advertirse que a medida que la dosis aumenta, otro efecto sobre la célula se torna competitivo con las modificaciones: la interferencia con la división celular y muerte de la célula. Esto resultaría en una disminución de la probabilidad de inducción de cáncer.

2.5 Relación lineal-cuadrática y epidemiología

Los resultados epidemiológicos confiables (para dosis y tasas de dosis altas) corresponden presumiblemente a la región de dosis en que los efectos son más probables. Es interesante predecir la localización de esta región de dosis utilizando la relación lineal-cuadrática:

$$P = (aD + bD^2)e^{-cD}$$

donde **P** es la probabilidad de cáncer, **a** y **b** son constantes y el factor e^{-cD} es la fracción de células expuestas sobrevivientes.

Derivando e igualando a cero se obtiene la siguiente ecuación:

$$cD_m = \frac{a/b + 2D_m}{a/b + D_m}$$

donde D_m es la dosis que maximiza la probabilidad de inducción de cáncer.

Sin caer en la tentación de discutir los valores de **a** y **b** se pueden considerar dos casos extremos: en uno se supone que la relación **a/b** es muy pequeña comparada con D_m y en el segundo se supone que

la relación **a/b** es mucho mayor que D_m. Para estos dos casos el producto cD_m tendería a los valores 2 y 1 respectivamente. El coeficiente de muerte celular **c** ha sido medido experimentalmente para muchos tejidos y se puede tomar 1 Gy^{-1} como valor típico para seres humanos.

De ello puede inferirse que la región de dosis con buenos resultados epidemiológicos debe estar entre uno y dos gray, lo que se corresponde muy bien con la realidad.

Un aspecto muy importante en la evaluación del riesgo[2] por unidad de dosis a bajas dosis, es la extrapolación a la región de bajas dosis, de las observaciones epidemiológicas efectuadas con dosis y tasa de dosis altas. Un procedimiento usual consiste en suponer, primeramente, una línea recta trazada entre la observación y el origen de coordenadas, y luego dividir la pendiente resultante por el llamado Factor de Efectividad por Dosis y Tasa de Dosis (en inglés DDREF).

En términos de la relación lineal-cuadrática, el riesgo (probabilidad de muerte por cáncer atribuible a radiación) a altas dosis **D** y con alta tasa de dosis, extrapolado linealmente al origen, daría una pendiente correspondiente a la recta **a + bD** y el **DDREF** está dado entonces por la relación:

$$\frac{a + bD}{a}$$

$$DDREF = 1 + b / aD$$

Se puede observar que el factor se incrementa linealmente con **D**, la dosis para la cual son aplicables los resultados epidemiológicos. Para valores típicos, en la vecindad de 1 Gy, donde la componente lineal de la relación contribuye a la probabilidad aproximadamente igual que la cuadrática y tomando el rango de observación de uno a dos gray, el factor parece estar en el intervalo de dos a tres. Este inrtervalo de valores concuerda bien con muchos datos sobre seres humanos. Los experimentos con animales, para los que el factor posee un rango de valores mayor, también poseen un rango de dosis mayor que las experiencia en seres humanos.

2.6 Crítica a la relación lineal sin umbral

Como suele suceder con las soluciones que surgen de las temas científicos existe una corriente principal de opiniones coincidentes y expresiones en disidencia. El disenso constituye a veces una discusión científica válida, pero en otros casos refleja una variedad de sentimientos viscerales, reacciones a la opinión pública y también intereses.

a) Discusiones científicas

De los muchos tópicos discutidos dos de ellos se consideran aquí: uno tiene su origen en la genética del desarrollo del cáncer y el otro en consideraciones sobre la respuesta "adaptativa" a la radiación.

Se ha visto que ciertos tipos de cáncer requieren varias mutaciones para la transformación y adquisición de malignidad. Si esto es verdad, el argumento es válido y entonces la probabilidad de cáncer inducido por radiación debería ser una función fuertemente curvilínea con la dosis, con riesgos despreciables a bajas dosis. Si el blanco para cada mutación requiere al menos un evento ionizante, entonces la probabilidad de mutación puede ser expresada como $(1 - e^{-kD})$ y para **n** blancos

[2] Probabilidad de muerte por cáncer atribuible a radiación.

similares la probabilidad total de mutación P estará dada por:

$$P = (1 - e^{-kD})^n$$

Con los valores usuales de **k** (tasa de mutación por unidad de dosis), y con los valores reportados de **n** en el rango de 2 a 7, el argumento parece bastante correcto. Sin embargo, debe recordarse que existen también tasas de mutación "espontánea" para los mismos blancos. Estas tasas deben ser substanciales para provocar la frecuencia de cáncer prevaleciente en el hombre. La probabilidad de cáncer atribuible a radiación está entonces dada por la diferencia:

$$\Delta P = (1 - e^{-(St+kD)})^n - (1 - e^{-St})^n$$

donde **S** es la tasa de mutación espontánea de un blanco y **t** la edad. Dos conceptos básicos emergen del análisis y la representación gráfica de la expresión anterior:

a) supuesto que **St** es sustancialmente mayor que **kD** el riesgo **ΔP** atribuible a radiaciones parece ser lineal con la dosis;

b) es necesario tener frecuencias espotáneas de mutación importantes para experimentar riesgos de radiación a bajas dosis. Nuestros valores de riesgo por unidad de dosis serían entonces válidos para nuestro actual ambiente.

Otro argumento científico contra la relación lineal-cuadrática (que a bajas dosis o bajas tasas de dosis deviene en la relación lineal sin umbral) se relaciona con la denominada respuesta adaptativa a la radiación. Se ha visto, por experimentos que implican irradiación posterior a una dosis suministrada con anterioridad, que el mecanismo de reparación puede ser estimulado y la tasa de reparación incrementada. Esto, se afirma, cambiaría completamente la forma de la relación a bajas dosis.

El tema es muy complejo. Un incremento en la tasa de reparación podría también incrementar la tasa de reparaciones fallidas, siendo las reparaciones fallidas una fracción pequeña de las reparaciones. En un extenso análisis, UNSCEAR ha llegado a la conclusión de que: "Las experiencias extensivas con animales y los limitados datos sobre seres humanos no proporcionan en la actualidad evidencias para sustentar la opinión de que la respuesta adaptativa en células aumenta o disminuye el riesgo humano a bajas dosis."

b) Otros tipos de crítica

Es difícil tratar de clasificar todas las críticas no científicas que se alzan contra la relación lineal sin umbral. En la mayoría de ellas se pueden encontrar elementos de arrogante ignorancia, aparente preocupación por la paz de la mente del público y sentimientos viscerales.

En muchos casos la crítica es sólo un componente de una "defensa" más amplia de una fuente de riesgo particular. Este es particularmente el caso de la energía nuclear, que no necesita ni merece estos defensores auto nominados. Aún los más honestos de tales defensores caen en la tentación de efectuar afirmaciones tales como: "si el público conociera los hechos (por supuesto no presentados como los haría la comunidad de la protección radiológica) entonces"...

Algunas críticas son en realidad requerimientos para "poner el riesgo en perspectiva", refiriéndose a una fuente de riesgo, generalmente la energía nuclear. Dado que una fuente de riesgo tiene muchos atributos, la comparación debe involucrar atributos comparables. Un hecho esencial, muchas veces ignorado, es el principio de *"ceteris paribus"* que significa que todos los factores que no son presen-

tados explícitamente en la caracterización del riesgo, deben ser recíprocamente equivalentes en una comparación de riesgos válida.

3. CONCLUSIONES

La relación lineal sin umbral es en la actualidad, la mejor herramienta para predecir la probabilidad de riesgo de radiación a bajas dosis. Satisface todos los requerimientos para ser considerada "realísticamente representativa", utilizando la terminología de la modelización.

Con esta relación se pueden adoptar decisiones prácticas, y el sistema de protección radiológica recomendado por la ICRP proporciona un método para tales decisiones.

Una década después de Chernobil

Pérez, M. del R.

Publicado en: Seguridad Radiológica Nº 14, pp. 61-66, setiembre 1996

UNA DÉCADA DESPUÉS DE CHERNOBIL

Pérez, M. del R.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

Entre los días 8 y 12 de abril de este año tuvo lugar en la ciudad de Viena la Conferencia Internacional: UNA DÉCADA DESPUÉS DE CHERNOBIL, bajo el auspicio de la Organización Mundial de la Salud (OMS), el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Comunidad Europea (CE). La misma contó con la asistencia de más de 1100 participantes en representación de 76 países y 18 organismos nacionales e internacionales. Se analizaron los informes presentados por autoridades de las Repúblicas de Ucrania y Bielorrusia y de la Federación Rusa, así como los de los organismos internacionales que tuvieron una participación directa en la evaluación del accidente: OMS, OIEA, CE, UNESCO, FAO. Durante las sesiones se presentaron 295 trabajos científicos y se abordaron distintos temas vinculados con las consecuencias del accidente en 8 sesiones tópicas cuyos aspectos más relevantes serán resumidos a continuación.

BREVE HISTORIA DEL ACCIDENTE

El 26 de abril de 1986 ocurrió, en la unidad 4 de la central nuclear de Chernobil, Ucrania, el accidente más severo de la historia de la energía nuclear. Como resultado del mismo el reactor fue destruido. Se liberaron a la atmósfera grandes cantidades de radionucleidos en un período de 10 días, durante los cuales se libró una batalla contra el fuego (incendio convencional debido a la combustión del grafito) y se llevaron a cabo acciones para controlar las emisiones al ambiente.

El accidente de Chernobil tuvo como causas principales las severas fallas de diseño del reactor (tipo RBMK-1000) que junto a una deficiente cultura de seguridad en las organizaciones responsables condujo a una violación de los procedimientos operativos.

Se estima que fueron liberados el 4% del combustible contenido en el reactor, el 100% de los gases nobles, alrededor del 50% de los radioiodos y el 40% del cesio. La actividad total liberada fue del orden de 12×10^{18} Bq (incluyendo 7×10^{18} Bq de gases nobles, mientras que aproximadamente 2×10^{18} Bq correspondieron a radioiodos). La nube radiactiva ascendió y se desplazó bajo la influencia de factores meteorológicos, produciendo grados variables de contaminación en el hemisferio norte, particularmente en el territorio de la

ex URSS. El día 9 de mayo se extinguió el fuego y comenzó la construcción del llamado sarcófago, cuyo objeto es cubrir y blindar los restos del reactor, tarea que fue concluida en el mes de noviembre. En el año 1989 la URSS presentó un pedido oficial de ayuda internacional. El primer grupo de expertos de la Organización Mundial de la Salud arribó en junio de 1989. A comienzos de 1990 se inicia el llamado *Proyecto Internacional Chernobil.* Más de 200 especialistas de 23 países participaron de las 50 misiones científicas destinadas a evaluar las consecuencias radiológicas y las medidas protectivas mediante estudios clínicos, mediciones ambientales y estudios dosimétricos. Asimismo, hasta 1991 se llevaron a cabo numerosas modificaciones técnicas en los reactores similares que todavía operan en el territorio de la ex URSS en lo que se llamó la primera etapa de *"up-grading"*. Se desarrollaron planes de capacitación, mejoramiento de los procedimientos operativos y análisis de seguridad. Como resultado de ello, se considera improbable que se repita un escenario similar al de abril de 1986. La segunda etapa de *"up-grading"* se encuentra actualmente en marcha.

Cerca de 1000 trabajadores (personal de la central, bomberos, fuerzas armadas), tomaron parte en las tareas de emergencia durante los primeros días del accidente. Estas personas, denominadas *respondedores iniciales*, constituyeron el grupo más expuesto. Se estableció una zona de exclusión en un radio de 30 km en torno a la central. Aproximadamente 200 000 personas ingresaron en esta zona durante el primer año, incluyendo en este grupo no sólo a aquellos que participaron en tareas de descontaminación y reconstrucción sino también a los científicos, profesionales, asistentes, traductores, etc. Estas personas fueron denominadas liquidadores (incluyendo dentro de este grupo también a los respondedores iniciales).

De acuerdo al nivel de contaminación con cesio, se establecieron 4 zonas:

1) más do 1480 kBq/m^2 (40 Ci/km^2): zona de exclusión.

2) 555 - 1480 kBq/m^2 (15 - 40 Ci/km^2): zona de evacuación obligatoria.

3) 185 - 555 kBq/m^2 (5 - 15 Ci/km^2): zona de evacuación voluntaria.

4) 37-185 kBq/m^2 (1- 5 Ci/km^2): zona de control.

La población afectada se clasificó en 4 grupos:

a) *Liquidadores* (200 000) dosis media estimada 100 mSv.

b) *Evacuados* (135 000) dosis media estimada 10 mSv.

c) *Residentes de zonas de control estricto* (270 000) dosis media estimada 40 mSv.

d) *Residentes en el resto de las regiones* (3 700 000) dosis media estimada 5 - 15 mSv.

EFECTOS CLÍNICAMENTE OBSERVADOS

Durante las primeras 48 horas fueron hospitalizadas 237 personas con diagnóstico presuntivo de "síndrome agudo de radiación" (SAR) de los cuales se confirmó el diagnóstico en 134 casos. De este grupo fallecieron 28 personas como consecuencia de las lesiones radioinducidas, lo que sumado a los 2 casos de fallecidos en el sitio del accidente (quemaduras convencionales y accidente mecánico) y a 1 caso de trombosis coronaria fuera de la central, totalizaron 31 víctimas inmediatas. De los 28 fallecidos, 26 tenían severas lesiones en piel (más del 50% de la superficie corporal) y 11 presentaron signos de daño intestinal severo. Se realizaron 13 transplantes de médula ósea de los cuales sólo 2 sobrevivieron. Se observó afectación de piel y mucosas debida a la asociación de quemaduras térmicas y quemaduras beta en 56 de los 237 pa-

cientes hospitalizados. Hubo varios casos de neumonitis intersticial.

Entre los efectos mediatos se describieron alteraciones hematológicas (disfunción hematopoyética, modificación de la proporción de subpoblaciones de linfocitos B, CD4, CD8 y *natural killer*), aumento de incidencia de afecciones gastrointestinales y cardiovasculares (particularmente hipertensión). No existe un seguimiento detallado de los 209 sobrevivientes. Se conoce que en estos diez años 14 de ellos fallecieron por causas no directamente atribuibles a la radiación. Hay un registro detallado de 15 pacientes controlados en la ciudad de Munich que podrían constituir una muestra: caries y paradentosis (12 casos), catarata (10 casos), cefaleas (10 casos), alteraciones de la fertilidad (10 casos), disfunción tiroidea (4 casos), mielodisplasia (1 caso), queratosis (9 casos).

Se puede concluir además, que el transplante medular alogénico no resultó beneficioso en la mayoría de los casos. Nuevas estrategias terapéuticas podrían ofrecer alternativas de tratamiento para este tipo de pacientes: administración de factores de crecimiento (trombopoyetina, GM-CSF, citoquinas), infusión de células progenitoras de sangre periférica (*stem-cells*), sangre de cordón y hasta la posible expansión *in vitro* de células CD34. Se puso en relevancia la importancia de las lesiones en piel así como la injuria digestiva, en el pronóstico de pacientes sobreexpuestos: su adecuado tratamiento incide considerablemente en la evolución. Se plantea asimismo la necesidad de desarrollar nuevos indicadores biológicos de sobreexposición: cinética de subpoblaciones progenitoras por citometría de flujo, niveles plasmáticos de neuropéptidos (péptido liberador de gastrina, sustancia P) y aporte de nuevas técnicas de diagnóstico por imágenes.

EFECTOS A LARGO PLAZO

El seguimiento de la población expuesta se lleva a cabo mediante un sistema activo (Registro de tumores de Chernobil) a través de controles médicos periódicos. Inversamente, el control de datos del grupo control se realiza a través de un sistema pasivo: las estadísticas nacionales de salud que aportan datos de mortalidad por cáncer. Exceptuando Bielorrusia, no existen en las otras dos repúblicas registros nacionales de incidencia de tumores por lo que los datos de incidencia de cáncer se obtienen de los dispensarios oncológicos locales. Por tal razón, los estudios descriptivos con comparaciones de morbimortalidad entre el grupo control y el grupo expuesto deben ser interpretados con cautela. Para superar esta limitación se han diseñado estudios analíticos para ciertos grupos particulares: cáncer tiroideo en la cohorte de niños expuestos, estudios caso-control de incidencia de leucemia en liquidadores.

A diez años del accidente la única evidencia significativa de efectos estocásticos atribuibles a la radiación ha sido el incremento en la incidencia de cáncer tiroideo en niños, a la que se hará referencia en particular. En la población adulta no se observaron diferencias estadísticamente significativas en la incidencia de cáncer. Se debe tener en cuenta que los tumores sólidos tienen un período de latencia mínimo de 10 años por lo cual sería prematuro emitir un juicio definitivo al respecto. No obstante, los datos provenientes del estudio epidemiológico de la cohorte de sobrevivientes de Hiroshima y Nagasaki, particularmente el denominado *Life Span Study (LSS)*, mostraron que la leucemia tiene un período de latencia más corto (2 años) con un pico de incidencia alrededor de los 5 años. Esto no se ha visto en Chernobil, pese a las predicciones calculadas mediante los modelos de proyección. Es posible que lo que finalmente se observe difiera de lo previsto a partir de los datos del LSS, ya que la

cohorte de Hiroshima y Nagasaki fue expuesta a altas dosis y altas tasas de dosis en una exposición única de irradiación externa (campos mixtos gamma y neutrones), mientras que en Chernobil hubo una exposición prolongada en el tiempo, en la que se asoció irradiación externa y contaminación interna con radionucleidos de distinta vida media efectiva. Esto hace suponer, como muy poco probable, que se puedan detectar en el futuro diferencias estadísticamente significativas respecto de la incidencia espontánea de cáncer (excepto para el caso del cáncer tiroideo).

EFECTOS TIROIDEOS

A los 4 años de ocurrido el accidente comenzó a evidenciarse un aumento en la incidencia de cáncer tiroideo en niños expuestos antes de los 15 años de edad. Varios hechos sustentan la presunción de una asociación causal con la contaminacion con radioiodos.

Correlación temporal: luego de un período de latencia más corto de lo esperado el incremento se registro aún en niños nacidos hasta 6 meses después del accidente. Teniendo en cuenta que la tiroides fetal capta yodo desde alrededor de los 3 meses de vida intrauterina, esto habla en favor del posible rol de la contaminación interna con radioiodos como agente causal.

Correlación geográfica: los casos se concentraron en las zonas de mayor contaminación (la tasa espontánea de incidencia de cáncer tiroideo infantil es de 0,5/millón por año: en la región de Gomel alcanzó 92/millón en el año 1995).

En total se han registrado hasta la fecha 736 casos, de los cuales fallecieron 3. El riesgo relativo fue mayor a menor edad en el momento de la exposición. Virtualmente todos (99%) fueron tumores papilares, patrón sólido-folicular. El 50% de ellos presentaron invasión linfática y locorregional. La edad media del diagnóstico ha ido aumentando con el tiempo, lo que se interpreta como un "fenómeno de cohorte".

Se hicieron numerosos estudios en busca de alguna característica específica (estudios inmunocitoquímicos y de biología molecular: oncogen RET, RAS, TSHr y p53). No se encontraron diferencias respecto de otros cánceres tiroideos no radioinducidos.

ASPECTOS PSICOLÓGICOS

Se evaluó el impacto de 3 contramedidas: control de alimentos, reasentamientos poblacionales y acción comunitaria. Se encontaron diferencias significativas en la incidencia de síntomas atribuibles al *"stress"* en las zonas contaminadas. Se revalorizó este concepto concibiéndolo como un fenómeno evaluable mediante índices fisiológicos (cardiovasculares, digestivos, neurológicos, bioquímicos). Se pudo observar que las alteraciones emocionales en la población siguieron una cierta cronología:

a) Período agudo (2 - 10 días):
ansiedad, temor, 13% de neurosis.

b) Hasta 6 meses:
temor, astenia, 13% de neurosis.

c) Más de 6 meses:
astenia, tensión, 60% de neurosis.

Como resultado de estos estudios se planteó desterrar diagnósticos inapropiados ("radiofobia", "distonía neurovegetativa") y se propuso una nueva categorización de trastornos psicológicos frente a este tipo de situaciones accidentales:

1) Precoz: desorden post-traumático por *"stress"*.

2) Largo plazo: desorden por *"stress"* crónico ambiental.

IMPACTO AMBIENTAL

El impacto sobre los ecosistemas puede evaluarse en dos aspectos: los efectos directos sobre la flora y fauna y los relacionados con la contaminación de territorios.

Respecto del impacto directo, sólo se registraron efectos en la zona de exclusión cercana al reactor. El accidente ocurrió en primavera, período de crecimiento acelerado y formación de órganos reproductores: máxima radiosensibilidad de la flora. Las coníferas resultaron las más afectadas: muerte de pinos, destrucción de copas de abedules y alisos. Se registraron algunas anomalías morfológicas tales como deformidades en tallos y hojas. La recuperación de la flora fue de un 90% hacia 1988. Los efectos sobre la fauna local fueron variados: atrofia tiroidea en bovinos que pastaban en la vecindad de la central, disminución de la tasa de crecimiento de pequeños artrópodos, disminución de la capacidad reproductiva en ranas, disminución de la población de moluscos y organismos bénticos.

Respecto de la contaminación, el impacto inicial se debió a los radioiodos. Al cabo de un tiempo los dos principales radionucleidos contaminantes pasaron a ser el cesio y el estroncio. A diez años del accidente la cantidad total de material radiactivo presente decayó al 1% de la actividad total liberada. La velocidad de migración del cesio en suelos es menor que la del estroncio. Esta velocidad se ve influenciada por el tipo de terreno (humedad, contenido orgánico, contenido de arcillas, turba o arena). Los bosques ofrecieron los follajes como barrera inicial pero finalmente el depósito en suelo produjo un pasaje a raíces y hojas. Actualmente sólo el 2% de la actividad remanente se encuentra en los anillos externos de los troncos. En el momento actual, las praderas no ofrecen riesgos pero las pasturas seminaturales pueden plantear un problema por la posible contaminación de animales salvajes (renos, ciervos, alces, cabras, jabalíes) y vegetales silvestres como bayas y hongos, que constituyen una fuente de alimentos en ciertos grupos poblacionales. A nivel de la agricultura se establecieron niveles de intervención que fueron variando en el tiempo (inicialmente estuvieron muy por debajo de los límites que establece el código alimentario). Contramedidas tales como el control de alimentos, relocación de animales, administración de azul de prusia al ganado, fertilizantes y alcalinización de suelos ácidos demostraron su efectividad. En los ecosistemas acuáticos algunos peces mostraron un fenómeno de alta transferencia de cesio (bioacumulación). Los organismos bénticos presentaron mayor contaminación por depósito de cesio en los sedimentos.

Se estima que la población ya recibió un 60-80% de las dosis. En el futuro el cesio continuará siendo el principal contribuyente a las dosis colectivas. El ecosistema se ha recuperado. El río Pripyat, principal cuerpo de agua cercano a la central, ha recuperado niveles permisibles: beber sus aguas implicaría una dosis efectiva en toda la vida de 0,4 mSv. La producción de las granjas colectivas ya no excede los límites del código alimentario. Podrían llegar a excederlos las granjas privadas y particularmente los alimentos silvestres. Respecto de la zona de exclusión pasará algún tiempo antes de su recuperación: habrá que considerar la persistencia de puntos calientes por depósitos locales de restos del material combustible. La presencia del sarcófago implica ciertos riesgos potenciales asociados. Esta construcción fue proyectada para 30 años: su conversión en un sistema ecológicamente seguro será una tarea prioritaria.

IMPACTO SOCIAL

Además de los 135 000 evacuados hubo más de 210 000 reasentamientos entre 1990 y 1994. Esto generó un empeoramiento de la situación demográfica, migración y desocupación, con gran afec-

tación de la agricultura e industria locales. Se generó una alta dependencia de los subsidios estatales y sistemas de compensación, con inevitables situaciones de arbritariedad e inequidad.

Por otra parte hubo un empeoramiento general de la calidad de vida debido a factores adicionales al accidente, asociados a los violentos cambios políticos y económicos. La tasa de mortalidad por 100 000 habitantes aumentó en Rusia de 488 en el año 1990 a 741 en el año 1993. Si se analizan las causas de muerte en ese período, la tasa de mortalidad por cáncer permaneció sin variaciones mientras que las tasa de mortalidad por causas violentas (accidentes, homicidios, suicidios) pasó de 170 a 300. Estos hechos deben ser tenidos en cuenta a la hora de analizar el impacto del accidente.

CONSIDERACIONES FINALES

Se deberán concentrar esfuerzos en el seguimiento de las poblaciones afectadas, con particular énfasis en el grupo de niños expuestos antes de los 15 años y en los liquidadores.

En vista de los bajos riesgos asociados a los niveles actuales de contaminación residual en la mayor parte de los territorios afectados, habrá que balancear muy bien el beneficio potencial de los futuros esfuerzos para bajar aún más las dosis en el público respecto del posible impacto negativo, tanto psicológico como socioeconómico, de esas medidas.

^{226}Ra and Natural Uranium in Argentinian Bottled Mineral Waters

Bombén, A.M.; Equillor, H.E. and Oliveira, A.A.

Publicado en: Radiation Protection Dosimetry, Vol. 67, Nº 3, pp. 221-224, 1996

^{226}Ra AND NATURAL URANIUM IN ARGENTINIAN BOTTLED MINERAL WATERS

Bombén, A.M.; Equillor, H.E. and Oliveira, A.A.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Abstract — Concentration levels of ^{226}Ra and natural uranium have been analysed in most of the bottled mineral waters commercially available in Argentina. ^{226}Ra was determined by ^{222}Rn emanation and liquid scintillation counting and natural uranium by a fluorimetric procedure. Concentrations up to 40 mBq.l^{-1}, with a geometric mean of 4.4 mBq.l^{-1} were observed for ^{226}Ra and for natural uranium a geometric mean of 1.3 μg.l^{-1} with values ranging from 0.04 to 11 μg.l^{-1} were measured. These values are compared with concentrations reported for other countries and reference values accepted for drinking water. Based on the consumption rate and the measured concentrations, a collective committed effective dose of 1.4 man.Sv.y^{-1} for the ingestion of both natural radionuclides analysed and an average individual committed effective dose of 0.4 μSv.y^{-1} were obtained.

INTRODUCTION

When analysing the total annual effective dose to the human population from natural sources, such as cosmic rays (0.39 mSv) and terrestrial gamma rays (0.46 mSv)[1], the less important dose caused by ingestion and inhalation of long-lived natural radionuclides also needs consideration. Effective doses resulting from the intake of natural radionuclides in air, food and water may be determined from measured concentrations in the body or estimated from concentrations in intake materials. In the particular case of drinking water, information about several surveys of natural radioactivity in ground, surface and mineral waters has been published. All the reported values of natural radionuclide concentrations in bottled mineral waters are from northern hemisphere countries and Brazil (Table 1). The analysis of these data shows that natural radioactivity in water varies over a large range, mainly depending on the geological characteristics of the soils, and some measured concentrations largely exceed the reference values accepted for drinking water.

This paper presents the quantitative results obtained from the analyses performed on mineral water samples from various provinces of Argentina. These samples were selected from those brands most extensively consumed by the population, but some of only regional consumption were also included in the survey. The values obtained are compared with the reference values accepted in Argentina for drinking water and doses

Table 1. Summarised published results of measurements of ^{226}Ra and natural uranium contents in mineral waters from different countries.

Radionuclide	Country	Number of samples	Concentration range	Geometric mean	Reference
^{226}Ra (mBq.l^{-1})	Austria	34	<19–230	25	2
	Brazil	18	<10–130	27	3
	France	11	<37–960	44	2
	Germany	264	<3–1800	25	2
	Germany	71	<3.7–67	4.3	4
	Italy	234	<3–700	6.8	2
	Portugal	50	<3–2185	26.7	5
	Slovenia	34	7–614	35	6
	United States	11	<7.4–81	—	7
	Argentina	58	<1.8–40	4.4	This work
Uranium (μg.l^{-1})	France	11	<0.6–77	0.97	2
	Germany	36	<0.16–60	1.9	2
	Germany	21	<0.08–11	0.40	2
	Slovenia	22	0.1–2.7	0.6	6
	Argentina	62	0.04–11	1.3	This work

resulting from the consumption of these waters, due to their ^{226}Ra and natural uranium contents, were calculated.

MATERIALS AND METHODS

The sixty-two different bottled mineral waters analysed were obtained commercially in retail stores. ^{226}Ra and natural uranium were initially separated from 1.5 litre samples of mineral water without any previous treatment, by alkaline co-precipitation with calcium phosphate at pH = 10[8]. The precipitates were solubilised with HCl and transferred to 20 ml liquid scintillation vials, 10 ml of a toluene-based scintillation cocktail were added and the vials were sealed with a plastic sealer[9].

After at least a 15 day period, to allow the equilibrium of ^{226}Ra with its daughters, the aqueous and organic phases were separated. The lower aqueous phases were aspirated off, while the upper organic phases remained in the vials. The scintillation vials were sealed again and the organic phases with the dissolved ^{222}Rn and its daughters[10] were counted using a Packard 2550 TR/LL liquid scintillation counter for 1000 min, with automatic luminescence and decay correction, 30 min after the phases separation was performed in order to allow any ^{220}Rn that might be present to decay.

Several mineral water samples spiked with a ^{226}Ra standard solution were used to evaluate the efficiency factor of the technique which proved to be 4.4 ± 0.2 cpm/dpm (±σ) and the recovery due to the manipulation during the phases separation before the counting was evaluated to be 95 ± 8% (±σ).

On the separated aqueous phases the natural uranium determinations were performed[11] using a Jarrell-Ash fluorimeter and five 600 µl aliquots. The uranium recovery was evaluated by natural uranium standard solution spiked samples and was found to be 86 ± 2% (±σ).

The estimated minimum detectable activities[12] for 1.5 litre samples and a 95% confidence level were: 1.8 mBq.l^{-1} for ^{226}Ra and 0.016 µg.l^{-1} for natural uranium.

RESULTS AND CONCLUSIONS

In Argentina there are, at present, around 100 different bottled mineral water brands sold commercially. One of these represents 52% of the total Argentinean consumption, two others cover 23% and 9% of the domestic market, while the remainder is covered by regionally or locally distributed brands.

The bottled mineral waters analysed were from different Argentinean provinces: Buenos Aires (22), Catamarca (1), Córdoba (14), Entre Ríos (2), Jujuy (1), La Pampa (4), Mendoza (11), Neuquén (1), Salta (1), San Luis (1), Sante Fe (1) and Santiago del Estero (1) (Figure 1).

Among the mineral waters analysed 29 come from plain area sources and the other 33 come from either

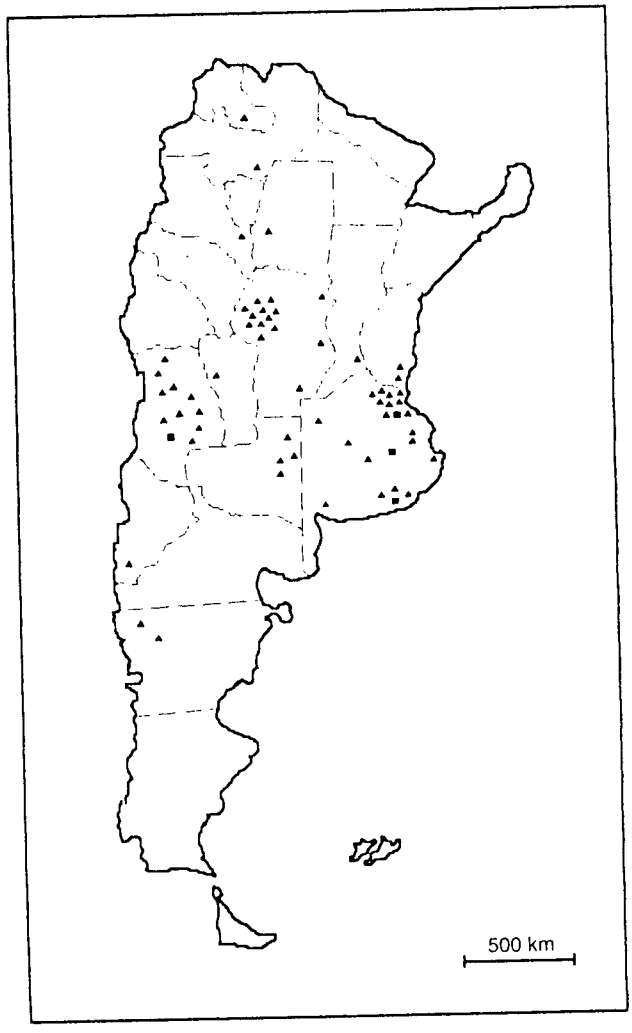


Figure 1. Map of Argentina showing location of bottled mineral waters sources. (▲^{226}Ra and uranium data, ■ uranium data).

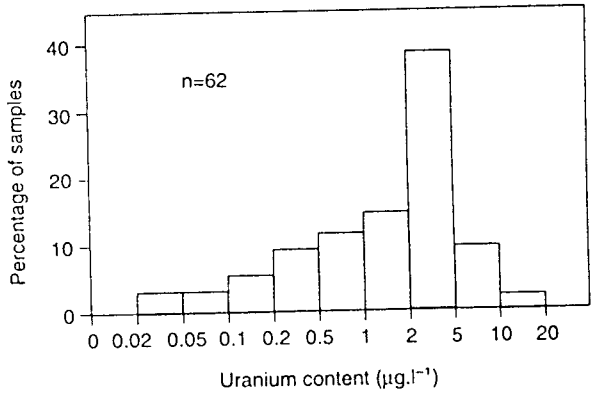


Figure 2. Frequency distribution of natural uranium concentrations in Argentinean bottled mineral waters (vertical axis is the percentage of samples that fall in each range).

the central sierra regions of the country or the Argentinean west high mountain springs.

The natural uranium concentration in the 62 bottled mineral waters analysed proved to be statistically different from the detection limit, with a geometric mean of 1.3 $\mu g.l^{-1}$ and values ranging from 0.04 to 11 $\mu g.l^{-1}$ (Table 2 and Figure 2).

Measurable values of ^{226}Ra concentration were observed only in 25 out of 58 samples of mineral water analysed. Values up to 40 $mBq.l^{-1}$ were found, with a geometric mean of 4.4 $mBq.l^{-1}$ (Table 2 and Figure 3). Taking into account that many of the results obtained were below the detection limit, it was necessary to apply a statistical procedure for left-censored data sets. An underlying log-normal distribution was assumed, usually used for characterising radionuclide concentrations in the environment. A three-parameter log-normal estimation was performed[13] and the mean found was 4.2 $mBq.l^{-1}$.

In order to evaluate the relative importance of the radionuclides analysed to the population radiation exposure, the collective and average individual doses were calculated, using the conservative approach of a single intake[14,15]. It was considered that the entire annual Argentinean bottled mineral water production (520 million litres per year[16]) is locally consumed. Assuming the geometric mean values for both radionuclides presented above, which are very similar to those found in the most consumed mineral water (4.1 ± 0.7 $mBq.l^{-1}$ for ^{226}Ra and 1.3 ± 0.1 $\mu g.l^{-1}$ for natural uranium), the collective committed effective dose would be 1.4 man.Sv per year. Considering that only 10% of the Argentinean population consumes bottled mineral water, it represents an average individual committed effective dose of 0.4 $\mu Sv.y^{-1}$.

When the individual dose was assessed considering an adult consuming a regional mineral water containing the highest concentration values for both natural radionuclides at a daily rate of two litres, the committed effective dose was 16 $\mu Sv.y^{-1}$.

The results of this survey show that the concentration of both natural radionuclides measured in all the samples analysed are well below the derived values for drinking water, 180 $mBq.l^{-1}$ for ^{226}Ra[17] and 100 $\mu g.l^{-1}$ for natural uranium[18].

No correlation between the water type and the concentrations of the analysed radionuclides was observed. Although no consistent relation to their source location

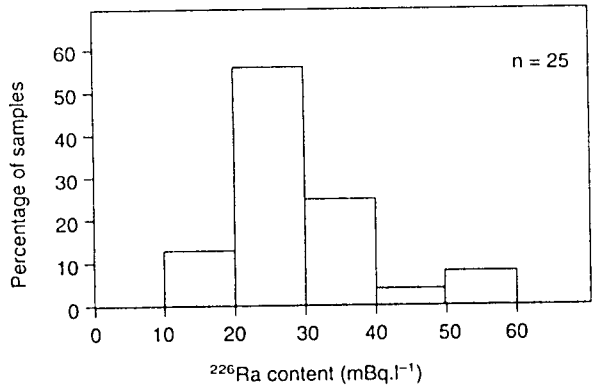


Figure 3. Frequency distribution of ^{226}Ra concentrations in Argentinean bottled mineral waters (vertical axis is the percentage of samples that fall in each range).

Table 2. ^{226}Ra and natural uranium concentration data from Argentinean bottled mineral waters.

Province	Number of samples	Natural uranium ($\mu g.l^{-1}$)		^{226}Ra ($mBq.l^{-1}$)	
		Concentration range[a]	Geometric mean	Concentration range[a]	Geometric mean
Buenos Aires	22	0.04 – 4.3	0.76	<1.8 – 11.4[b]	3.7
Catamarca	1	1.5 ± 0.1	—	<1.8	—
Chubut	2	0.30 – 0.35	0.32	<1.8	—
Córdoba	14	0.11 – 11	1.7	<1.8 – 40	7.1
Entre Ríos	2	1.1 – 6.0	2.6	<1.8 – 6.8	—
Jujuy	1	3.1 ± 0.2	—	6.3 ± 0.8	—
La Pampa	4	0.87 – 6.1	3.1	<1.8 – 2.4	2.0
Mendoza	11	0.13 – 6.0	2.1	<1.8 – 2.7[c]	2.3
Neuquén	1	0.30 ± 0.05	—	<2.7	—
Salta	1	0.15 ± 0.04	—	<3.6	—
San Luis	1	0.98 ± 0.09	—	<1.8	—
Santa Fe	1	3.0 ± 0.4	—	4.2 ± 0.8	—
Santiago del Estero	1	3.4 ± 0.5	—	2.6 ± 0.8	—

[a] In the case that only one sample was analysed the concentration value $\pm\sigma$ is presented.
[b] 18 samples were analysed.
[c] 10 samples were analysed.

was found, the higher concentration data correspond to two mineral waters from Capilla del Monte (Córdoba).

The expected doses from consumption of mineral water in Argentina are insignificant compared with other natural sources of radiation (such as radon, etc.).

Since natural uranium also has chemical toxicity it should be added that all concentrations reported herein were below the recommended chronic suggested-no-adverse-response-level based on uranium chemical toxicity[19].

REFERENCES

1. UNSCEAR. *Sources and Effects of Ionizing Radiation.* UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, New York: United Nations (1993).
2. Gans, I. *Natural Radionuclides in Mineral Waters.* Sci. Total Environ. **45**, 93–99 (1985).
3. Pires do Rio, M. A., Godoy, J. M. and Amaral, E. C. S. *^{226}Ra, ^{228}Ra and ^{210}Pb Concentrations in Brazilian Mineral Waters.* Radiat. Prot. Dosim. **24**(1/4), 159–161 (1988).
4. Kiefer, J. *^{226}Radium Content in Beverages.* Health Phys. **57**(5), 761–763 (1989).
5. Bettencourt, A. O., Teixeira, M. M. G. R., Faisca, M. C., Veira, I. A. and Ferrador, G. C. *Natural Radioactivity in Portuguese Mineral Waters.* Radiat. Prot. Dosim. **24**(1/4), 139–142 (1988).
6. Kobal, I., Kristan, J., Ancik, M., Jerancic, S. and Skofljanec, M. *Radioactivity of Thermal and Mineral Springs in Slovenia.* Health Phys. **37**, 239–242 (1979).
7. McCurdy, D. E. and Mellor, R. A. *The Concentration of ^{226}Ra and ^{228}Ra in Domestic and Imported Bottled Waters.* Health Phys. **40**, 250–253 (1981).
8. EML. *Procedures Manual.* 27th edition. Eds N. Chieco, D. Bogen and E. Knutson, Vol. 1, 4.5-162, 4.5-248 (Environmental Measurements Laboratory, US Department of Energy, New York). HASL-300 (1990).
9. Bomben, A. M. and Canoba, A. *A Simple Method for the Determination of Natural Uranium and ^{226}Ra in Waters and Soils from Uranium Mining and Milling Areas.* In: Proc. Int. Conf. and Workshop on Uranium Mining and Hydrogeology, Freiberg, October 1995, pp. 53–59.
10. Prichard, H. M. and Gesell, T. F. *Rapid Measurement of ^{222}Rn Concentrations in Water with a Commercial Liquid Scintillation Counter.* Health Phys. **33**, 577–581 (1977).
11. Centanni, F. A., Ross, A. M. and DeSesa, M. A. *Fluorimetric Determination of Uranium.* Anal. Chem. **28**, 1651–1657 (1956).
12. Sumerling, T. and Darby, S. *Statistical Aspects of the Interpretation of Counting Experiments Designed to Detect Low Levels of Radioactivity.* NRPB-R113 (Harwell: NRPB) (1981).
13. Gilbert, R. O. and Kinnison, R. R. *Statistical Methods for Estimating the Mean and Variance from Radionuclide Data Sets Containing Negative, Unreported or Less-Than Values.* Health Phys. **40**, 377–390 (1981).
14. ICRP. *Age-dependent Dose to Members of the Public from Intake of Radionuclides. Part 2. Ingestion Dose Coefficients.* ICRP Publication 67. Ann. ICRP **23**(3/4) (Oxford: Pergamon) (1993).
15. ICRP. *Age-dependent Dose to Members of the Public from Intake of Radionuclides. Part 3. Ingestion Dose Coefficients.* ICRP Publication 69. Ann. ICRP **25**(1) (Oxford: Pergamon) (1995).
16. Cámara Argentina de Aguas Minerales. Personal communication (1994).
17. Lappenbusch, W. L. and Cothern, R. *Regulatory Development of the Interim and Revised Regulations for Radioactivity in Drinking Water — Past and Present Issues and Problems.* Health Phys. **48**, 535–551 (1985).
18. Wrenn, McD., Durbin, P. W., Willis, D. L. and Singh, N. P. *The Potential Toxicity of Uranium in Water.* Research and Technology, 177–184 (April 1987).
19. NAS. *Drinking Water and Health*, Vol. 5, pp. 147–157 (National Academy of Sciences, Washington, DC) (1983).

Safety Analysis as a Regulatory Tool: A Case Study

Siraky, G.

Presentado en: International Symposium on Experience in the Planning and Operation of a Low Level Waste Disposal Facilities, Viena, Austria, 17-21 June, 1996.
Proceedings. pp. 369-381 - IAEA-SM-341/1

SAFETY ANALYSIS AS A REGULATORY TOOL: A CASE STUDY

Siraky, G.

Nuclear Regulatory of Nuclear Regulation
Argentina

Abstract

SAFETY ANALYSIS AS A REGULATORY TOOL: A CASE STUDY.

The objective of the paper is to present the safety analysis of a hypothetical near surface facility for final disposal of low level radioactive waste as a case study to demonstrate its usefulness as a regulatory tool to aid in making decisions on issues related to the operation and closure of the facility. These issues are: the authorization for the operation of the facility, or for a proposed institutional control period after its closure; the recommendations on restrictions on land usage; the durability requirements concerning intrusion resistant covers, etc. The case study involves a hypothetical site with a sedimentary geology, a flat topographical morphology, a humid, temperate climate and groundwater near the surface. The facility considered for this case is a set of five earth trenches, where the wastes are disposed of in drums, either compacted or solidified. When its capacity is reached, each trench is backfilled with native earth and covered with a waterproof layer. The radionuclides of main interest are ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{60}Co and ^{3}H. The inventories per trench for each nuclide are, respectively, 2, 0.1, 10 and 10 TBq. Two scenarios were considered in this case study; one relates to transport of activity from the trenches after cover failure while the other is a residential scenario. This case study was solved using models already applied in solving different test cases from the IAEA's NSARS research programme. A knowledge of the doses at points of interest located downstream from the trenches as a function of time is important for decision making regarding the duration of the institutional control period and the restrictions, if any, to be applied to land usage. The dose calculations for the residential scenario at different times are used to make decisions about the durability requirements for intrusion resistant covers.

1. INTRODUCTION

During the licensing process of a near surface facility for the final disposal of low level radioactive waste, some key decisions arise for the regulator. Those of main interest are: the authorization for operation or closure of the facility; the recommendations on restrictions on land usage after the end of the institutional control period; and the durability requirements concerning intrusion resistant covers. This paper explores the usefulness of the safety assessment of this kind of facility as a regulatory tool in making such decisions.

2. CASE STUDY

2.1. Facility

The object of this case study is a hypothetical facility, composed of a set of five earth trenches. Each trench is 100 m long, 20 m wide and 2.5 m deep. The wastes are disposed of in drums, either compacted or solidified by cementation. When its capacity is reached, each trench is backfilled with native earth and covered with a waterproof layer. The radionuclides of main interest are ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{60}Co and ^{3}H. The inventories of these radionuclides in each trench are, respectively, 2, 0.1, 10, and 10 TBq. The proposed institutional control period is 50 years after the end of the operational lifetime of the facility.

2.2. Site

A site with a sedimentary geology, a flat topographical morphology, a humid, temperate climate and groundwater near the surface has been assumed. The main parameters required for its modelling are listed in Table I of Ref. [1]. They were selected by applying conservative criteria.

3. SAFETY ANALYSIS

3.1. Scenarios

Two scenarios were considered in this case study for conducting an extended analysis; one relates to the transport of activity from the trenches after cover failure and the other is a residential (intrusion) scenario. These scenarios were screened from a longer list of possibilities on the basis of their potential consequences to the most exposed individuals [2].

When doses are estimated in this kind of situation, several assumptions must be made. Such assumptions are based on the present knowledge of the practices that may be regarded as possible exposure situations.

The main features of the scenarios considered are as follows.

3.1.1. Transport scenario

The transport scenario is also called the normal scenario, since it results from the natural degradation of the barriers involved. The presence of water in the system contributes to these phenomena, including leaching and dissolution processes, which release the activity contained in the wastes. On the other hand, the geological material

under the trenches plays a key role in the retention of these radionuclides, delaying their migration to the biosphere.

In this case, the complete failure of the waterproof cover after 50 years is considered. In the initial time step (0–50 a) the infiltration was considered as 1% of the natural soil infiltration in the surrounding area. Later on ($t > 50$ a), the infiltration rate was assumed to be equivalent to the natural rate in the site.

Although wastes were supposed to be disposed of in drums, the latter were ignored for this particular case, for the sake of simplicity and conservatism. Their potential durability can be disregarded in the context of the time span considered in the analysis.

In this scenario it is considered that once the radionuclides are released from the trench (source term) by the aqueous phase, they are transported through the unsaturated zone beneath the trenches and then through the saturated zone. Over both migration paths, the nuclides are subject to sorption phenomena that lead to effective retention on the geological material and a considerable delay (with respect to the water flow) in reaching the biosphere.

In addition, after the end of the institutional control period, the presence of a hypothetical critical group is assumed, located at various points downstream of the facility: 5, 20, 50, 100 and 200 m. The main characteristics of this group are: water consumption from a well dug into the aquifer of interest and the use of such water for irrigation purposes in a self-supporting farming system.

3.1.2. Residential scenario

The residential scenario is one of the most restrictive intrusion scenarios [2]; however, its features have been altered for this case study — as compared with those in other studies [2–4] — to take into account the events regarded as the most probable for this type of area.

It was assumed that an individual builds a simple house, without any flooring material, on a trench, without digging into it, and, after the removal of the top 1 m layer of the trench, spends 50% of his or her time at the site, consumes water from a well drilled into the first aquifer very close to the trench and uses the groundwater for irrigation in a local self-supporting farming system.

3.2. Conceptual model

The representation of the problem was simplified: the source term is extensive, the activity of both types of waste is distributed between the fractions considered (cemented wastes 70 vol.% and compacted wastes 30 vol.%) and each fraction is considered homogeneous. The released activity crosses a thin unsaturated zone before reaching the first aquifer, which is taken to be of constant thickness and whose

connection with the underlying aquifers is neglected. As a result of this particular geometry for the conceptual model of the source term, the transport for it was modelled in one dimension.

A sketch of the conceptual transport model of the facility is shown in Fig. 1, where the direction of the water flow in the aquifer is considered to be at 45° to the perpendicular to the trenches so that the discretization grid is rotated relative to the geometry suggested by the layout of the trenches.

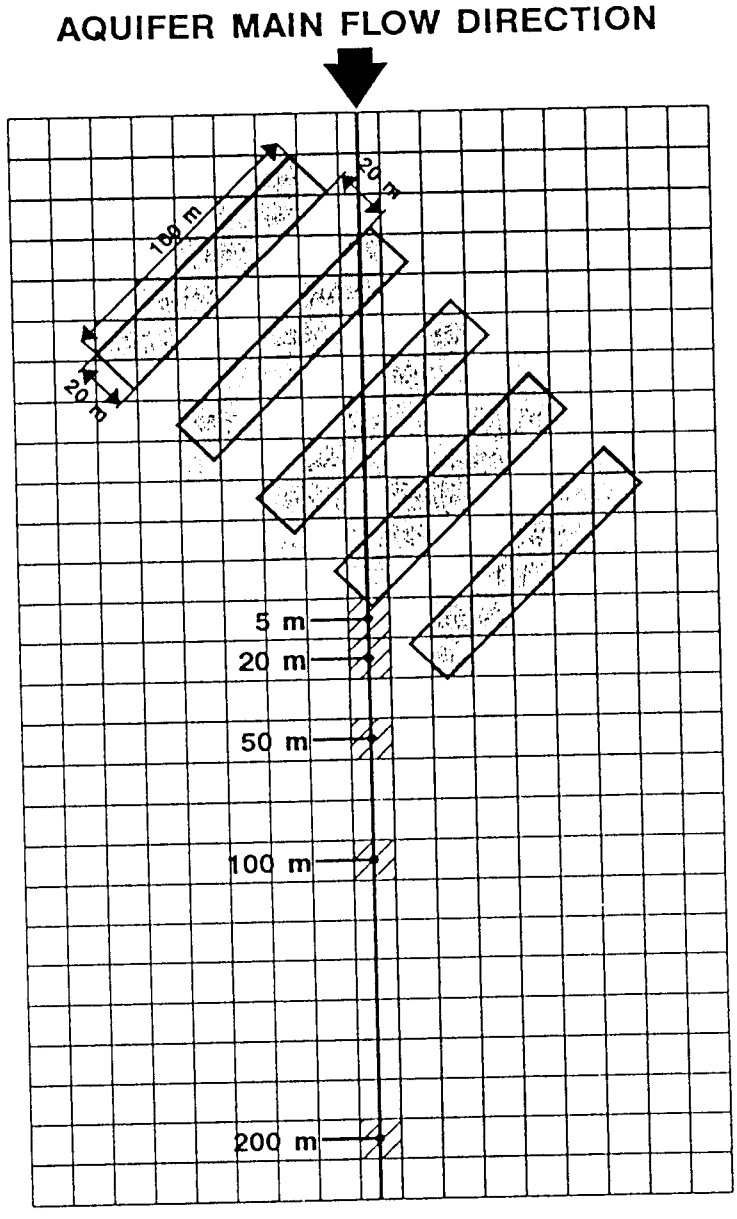


FIG. 1. Conceptual transport model of the facility and discretization scheme.

3.3. Mathematical and computational models

3.3.1. Approximations to flow analysis

The flow in the unsaturated zone was computed on the basis of the infiltration of the natural soil. For the first period ($0 < t < 50$ a) it is supposed that the cover of the trench reduces the infiltration to 1% of that of the surrounding area. For the second period ($t > 50$ a) it is assumed that the cover fails at $t = 50$ a and that the infiltration is the same as the natural infiltration in the area.

The infiltration was computed according to what is considered a pessimistic water balance of the hypothetical area, i.e. on the basis of the mean rainfall plus its standard deviation established for the area and the supposed actual evapotranspiration calculated by the Thornthwaite–Mather method. The runoff in the area was neglected.

The water content and actual hydraulic conductivity were calculated from the Van Genuchten equation. For unit gradient, the Darcy velocity equals the unsaturated hydraulic conductivity. By testing several water content values, we found the one that makes the unsaturated hydraulic conductivity equal to the infiltration rate for each period. With those values, the average linear velocity (seepage velocity or effective velocity) for each period and material was computed. In the case of the grouted waste the maximum flow rate (saturated flow) was lower than the lowest infiltration rate of the soil (occurring at $t < 50$ a).

For the saturated zone, the effective velocity was computed on the basis of the mean hydraulic conductivity for the type of material considered in the area, the least effective porosity and the highest hydraulic gradient (the last two values produce a pessimistic effective velocity).

3.3.2. Transport model

The Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) model was selected for solving the transport in this case study, for both source term and aquifer modelling, because of its capabilities in solving non-uniform and non-stationary conditions. This model had already been used to solve the intercomparison exercises of the IAEA's NSARS research programme [5–8]. To simulate the source term with DRAF, a subroutine based on the TEFURRRNS model was included [2]; this had already been used to solve TC2B and C intercomparison exercises from the NSARS programme [7, 8]. Nevertheless, a small change was introduced to allow treatment of the source term with different strata properties.

The DRAF model solves the three dimensional transport equation by means of a finite difference explicit scheme taking into account advection, dispersion, sorption

and radioactive decay. The code was verified against analytical solutions and was compared with other codes. The results from this analysis for different conditions, such as uniform and non-uniform velocity fields, and stationary and variable source terms, were considered satisfactory [9].

3.3.3. Biospheric model

A simple dosimetric model (DOSECALC) based on the concentration factor (CF) method was used. This method relates the nuclide concentrations in the groundwater at the well location with the individual doses to the members of the critical group. The general methodology is derived from the generic models recommended by the IAEA in Ref. [10]. The characteristics of the critical group are based on an agricultural system structure and were defined as follows:

- An individual lives on a farm located downstream, very near the trenches, where he or she works, consumes water from a well (this is the only source of water for consumption) and eats vegetables, meat (beef and poultry), milk and eggs produced on the farm.
- The main feature of this system is that artificial irrigation (using underground water from the well) is used on the farm for growing the vegetables as a supplement to the rainfall.
- The contribution of irrigation to the contamination of the vegetables is via the water itself and root uptake from contaminated soil.
- The radionuclide content in the soil is depleted by leaching by rain and irrigation water and by radioactive decay.
- The cattle breeding is based on the grazing of pasture irrigated with underground water, while the same water is provided to the cattle for drinking; a small fraction of soil intake associated with the consumption of vegetables is also taken into account. The last two contributions are also considered for the raising of domestic poultry.
- The individual inhales contaminated dust while working on the farm and inside and outside the house.
- The individual is subject to external exposure from pastures and contaminated soil.
- In the intrusion scenario, the contribution of external exposure inside the building is also considered. In this case, the individual spends 50% of his of her time inside a simple home built above the trench without any flooring material.

For ^{3}H a model recommended in Ref. [10] was used. This model takes into account the emanation of ^{3}H from soil, plus inhalation and skin absorption.

3.4. Data

The data applied for all the parameters used in the models were selected on a conservative basis, but in view of space limitations cannot be presented here. The values can be seen in Tables I–V in Ref. [1].

3.5. Results

3.5.1. Transport scenario

The results for the transport scenario are shown in Table I for different distances from the trenches as peak doses associated with the time of occurrence (see also Figs 2 and 3). As can be seen, there are doses above the dose constraint beyond 200 m from the trench and after the end of the proposed institutional control period. The nuclide appearing as the main contributor in this case is ^{3}H.

TABLE I. RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO: PEAK DOSES (Sv/a), TIME OF THE PEAK (a) (IN BRACKETS) FOR DIFFERENT WELL DISTANCES (m) FROM THE TRENCHES AND MAIN CONTRIBUTOR PATH

Distance from the trench	H-3	Co-60	Sr-90	Cs-137
5	4.8E-03 (61)	4.5E-03 (72)	2.0E-04 (180–200)	3.7E-09 (274–300)
20	4.1E-03 (64)	2.5E-04 (83)	7.5E-06 (246–255)	5.1E-11 (394–414)
50	3.0E-03 (68)	1.2E-06 (105)	1.6E-08 (363–385)	1.4E-16 (458–533)
100	1.2E-03 (74)	2.7E-07 (107)	5.0E-09 (370–390)	6.4E-18 (551–573)
200	4.5E-04 (88)	1.6E-11 (134–142)	8.7E-14 (561–584)	2.0E-29 (804–850)
Main contributor path	Water consumption (62%)	External irradiation (94%)	Vegetable consumption (53%)	External irradiation (84%)

3.5.2. Residential scenario

The results for the residential scenario include two main components. One is associated with the external irradiation (due to the γ emitters in the trench) of the individual settled in a simple home in accordance with the assumptions mentioned in Section 3.1.2 above, while the other relates to the results of the biospheric model

TABLE II. RESULTS FOR THE RESIDENTIAL SCENARIO: DOSES (Sv/a) FROM EXTERNAL IRRADIATION AND FROM THE AGRICULTURAL SYSTEM

Time after end of operative life (a)	External irradiation			Agricultural system					Both contributions
	Cs-137	Co-60	Total	H-3	Co-60	Sr-90	Cs-137	Total	
0–1	7.3E-05	1.2E-02	1.2E-02	3.9E-15	1.0E-12	1.6E-15	0.0E-00	1.0E-12	1.2E-02
30	4.3E-05	2.3E-04	2.7E-04	6.5E-04	1.6E-08	1.1E-13	9.9E-16	6.5E-04	9.2E-04
50	2.2E-05	1.5E-05	3.7E-05	5.5E-04	2.2E-08	1.3E-13	1.0E-15	5.5E-04	5.9E-04
100	4.9E-07	3.7E-13	4.9E-07	3.4E-05	7.0E-04	1.8E-05	3.3E-11	7.5E-04	7.5E-04
150	7.4E-08	2.6E-18	7.4E-08	1.3E-10	2.1E-06	1.5E-04	6.4E-10	1.5E-04	1.5E-04
200	1.1E-08	1.7E-23	1.1E-08	1.2E-16	3.6E-09	2.0E-04	2.1E-09	2.0E-04	2.0E-04
300	2.6E-10	8.7E-34	2.6E-10	2.7E-29	7.0E-15	6.8E-05	3.7E-09	6.8E-05	6.8E-05

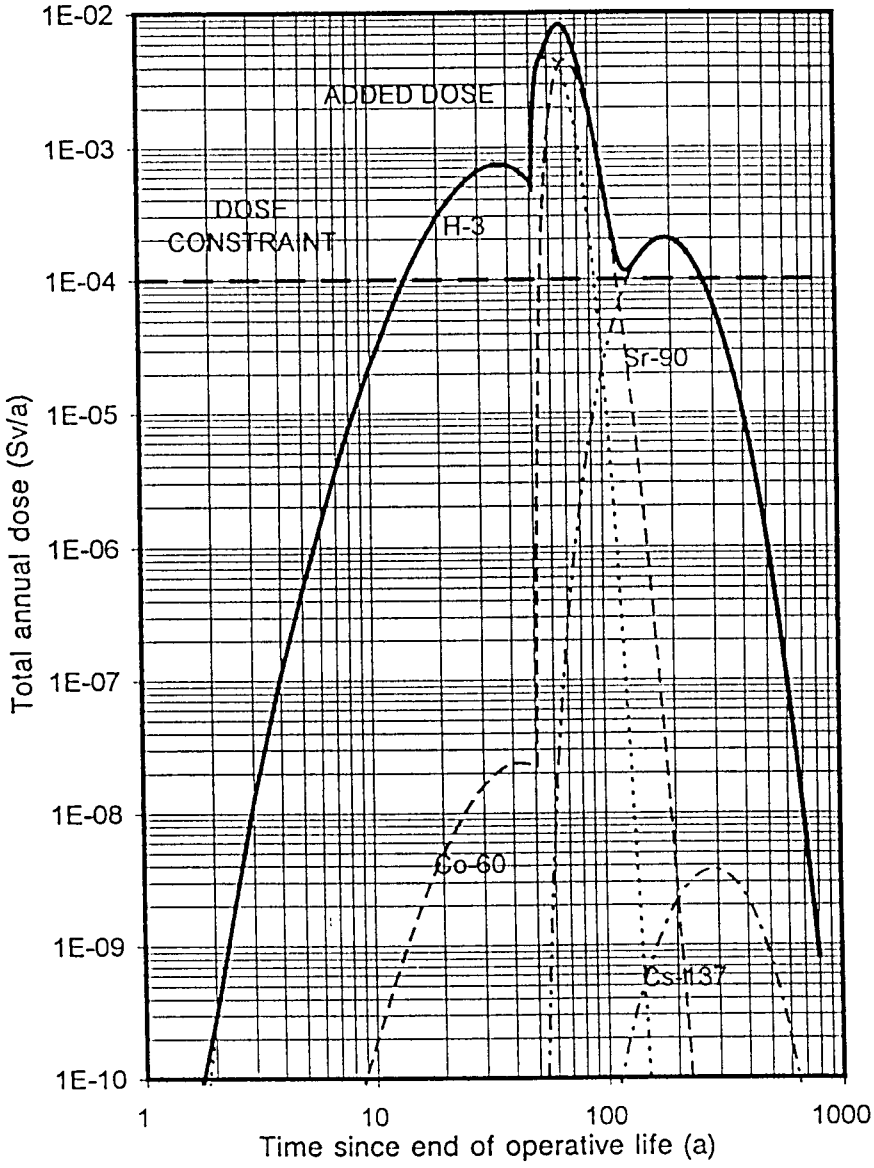


FIG. 2. Results for the transport scenario: total annual doses for the most exposed individual due to each nuclide and the summed result of their contributions at 5 m downstream from the trenches.

assuming the use of groundwater (obtained from a well 5 m downstream from the trench) by the same individual in a local self-supporting agricultural system. Both types of results are shown in Table II.

As can be seen, the main contribution to the external irradiation path within the first 30 years derives from ^{60}Co and later on from ^{137}Cs. The total dose due to this path at 50 years (end of the institutional control period) is below the regulatory requirement of 1×10^{-4} Sv/a [11].

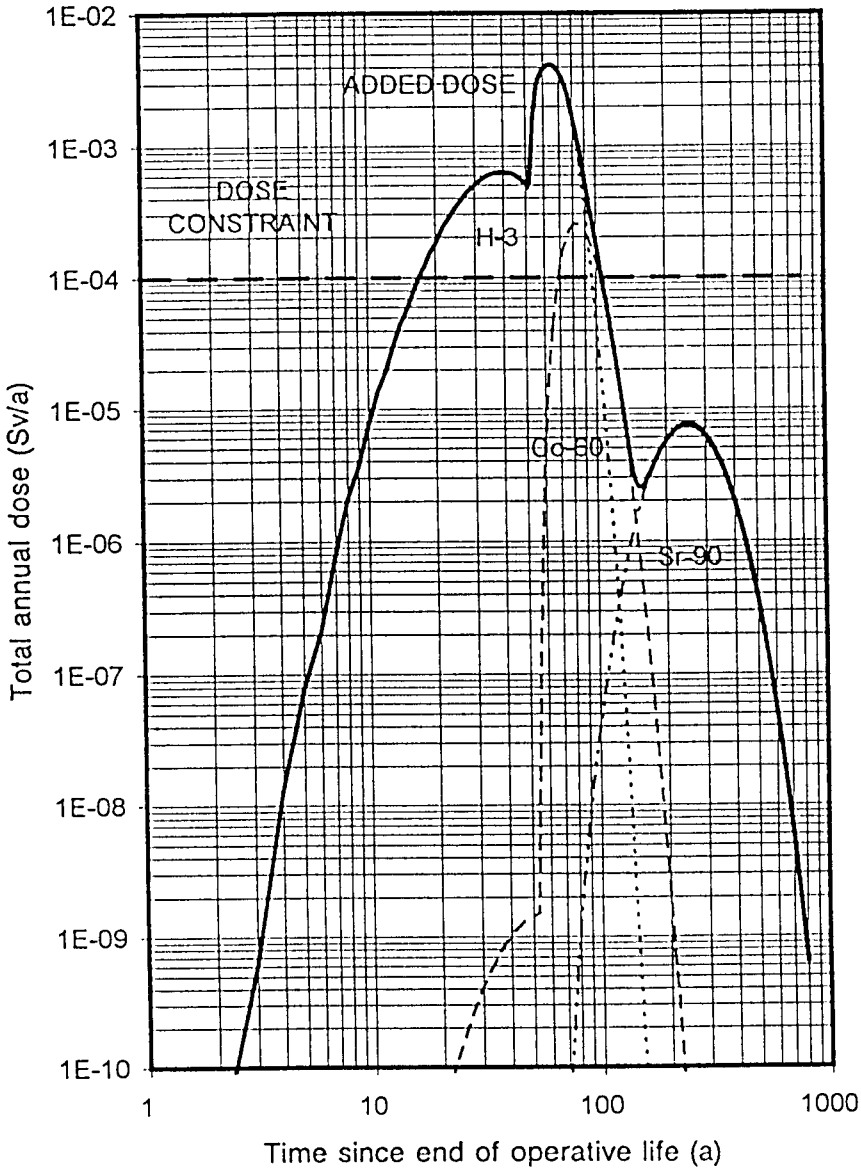


FIG. 3. Results for the transport scenario: total annual doses for the most exposed individual due to each nuclide and the summed result of their contributions at 20 m downstream from the trenches.

The situation is not the same for the results of the biospheric model applied to the agricultural system. As can be seen in Table II and Fig. 2, the doses exceed the dose constraint beyond 200 years. Never the less, it must be borne in mind that the resulting doses are rather low if the conservative nature of the scenarios and parameter data is taken into account. This means that such doses will not cause death or deterministic effects, even though they are above the usual dose constraint used for radiological protection purposes for this kind of facility (1×10^{-4} Sv/a).

4. FINAL REMARKS

It is important to note that the comments in this paper can be applied only to this case study and must not be extended to any actual facility. This is because the particular assumptions and parameter data must be adjusted on a case-by-case basis and owing to the vast range of possibilities it is impossible to draw conclusions about other cases. Moreover, the aim of this paper is to show how the regulatory criteria can be combined with the outcome of a safety analysis.

From the results of the case study, it can immediately be seen that the dose constraint is exceeded, in both scenarios, at the end of the proposed institutional control period (50 years). It must be borne in mind that the main objective to take into account for the period after the end of the institutional control is release of the site for use by the public. Nevertheless, restrictions can be applied if required, as long as they do not modify the lifestyle of the people living in the surroundings.

For this hypothetical case some alternative measures can be recommended:

(a) An extension of the institutional control period to 200 years, assuming a probability of 0.5 a^{-1} for the given intrusion scenario.

However, since a period of 200–300 years does not imply any great danger to the memory of the repository in the administrative system, and in view of the comments made above, the following also can be considered:

(b) Adoption of the institutional control period proposed (50 years), plus certain additional restrictions regarding land usage, for instance avoiding the consumption of underground water from the upper aquifer and its use for irrigation purposes within a radius of 200 m around the trenches for 200 years.

(c) Prohibition of the use of the land for agricultural purposes, although this can be relaxed when a realistic assessment shows it is appropriate.

(d) Adoption of the proposed institutional control period, with the additional requirement of using an intrusion resistant cover over the trenches and over a surface extending 200 m from them. The required durability of this cover can be derived from Tables I and II and must be around 200 years.

Additional alternatives can be derived and these may cover a wide range of possibilities. Thus, a general conclusion from this work is that safety analysis — as a regulatory tool — is not restricted to the verification of the dose constraints usually established in regulatory standards but constitutes a powerful tool for decision making concerning the issue of a licence for facility operation or closure. It may also be helpful in establishing appropriate institutional control periods and in the issue of recommendations for restrictions on land usage and durability requirements concerning intrusion resistant covers, etc.

Emphasis must be placed on the performance of an independent safety analysis by the regulatory authority, based on its own criteria for the selection of the critical scenarios, on the appropriate review of the parameters involved and on the use of proven models.

ACKNOWLEDGEMENTS

The author wishes to thank D. Tellería and E. Thomasz for their support, D. Rives for his contribution on the transport modelling in this work, E. Palacios and H. Bruno for their critical review, and all those who co-operated in the judgement or selection of parameter data: T. Ramallo and D. Tangir, Comisión Nacional de Energía Atómica, and Ing. Balcaza and R. Rodríguez, Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria.

REFERENCES

[1] SIRAKY, G., A Hypothetical Case Study: Can Safety Analysis Be Used as a Regulatory Tool?, Rep. ENREN-PI-7/96, Ente Nacional Regulador Nuclear, Buenos Aires (1996).

[2] SIRAKY, G., et al., Evaluaciones de Seguridad de Sistemas de Eliminación de Residuos Radiactivos en Superficie, Publ. 0074-93, Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1993).

[3] PINNER, A.V., HEMMING, C.R., HILL, M.D., An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Burial of Radioactive Wastes, Rep. NRPB-161, National Radiological Protection Board, Chilton (1984).

[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control, Interim Report, IAEA-TECDOC-401, Vienna (1987).

[5] RIVES, D., SIRAKY, G., TELLERIA, D., Addendum to Progress Report and Results of TC1 for IAEA's NSARS CRP, Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1992).

[6] SIRAKY, G., RIVES, D., Progress Report and Results for Test Case 2a for IAEA's NSARS CRP, Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1993).

[7] SIRAKY, G., RIVES, D., Progress Report and Results for Test Case 2b for IAEA's NSARS CRP, Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires (1994).

[8] SIRAKY, G., Results for Test Case 2c for IAEA's NSARS CRP, Ente Nacional Regulador Nuclear, Buenos Aires (1995).

[9] RIVES, D., "Modelo de dispersión de radionucleidos en acuíferos freáticos (DRAF)", II Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear, Zacatecas, Mexico, 1993, Vol. 2, Part I (1993) 440–410.

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups, Safety Series No. 57, IAEA, Vienna (1982).

[11] Norma de Seguridad Radiológica para la Gestión de Residuos Radiactivos, Norma AR-10.12.1, Ente Nacional Regulador Nuclear, Buenos Aires (1996) (in press).

La legislación no nuclear y el bien común

Ciallella, N.R. y Grancelli Cha, N.

Publicado en la Revista Argentina Nuclear, Año 9, Nº 54, pp. 24-27, 1996

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen los comentarios y opiniones del Ing. Pedro Miguel SAJAROFF.

Asimismo son acreedores de nuestro reconocimiento el personal técnico y administrativo que cumplió tareas de recopilación de legislación y apoyo a la confección del presente trabajo:

Sra. Susana Cristina SORTINO
Sra. María Eugenia PEREZ
Sr. Nelson Leonardo POL
Sra. Mirta HISANO
Sra. Cristina SILEO
Lic. Susana ALCON (CNEA)

NOTAS

El presente trabajo fue presentado en la XXIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear - Villa del Dique - Córdoba - 14 al 17 noviembre de 1995.

Las opiniones expresadas en este trabajo son propias de los autores y no reflejan necesariamente los puntos de vista del Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN)

Edición actualizada al 02/01/96

I N D I C E

1 - INTRODUCCION

2 - OBJETIVOS DE LA LEGISLACION “NO NUCLEAR” (*)

3 - LOS FUNDAMENTOS DE LA LEGISLACION “NO NUCLEAR”

4 - RESPUESTA A LOS FUNDAMENTOS DE LA LEGISLACION “NO NUCLEAR”

5 - CONSECUENCIAS DE LAS CONSTITUCIONES Y LEYES “NO NUCLEARES”

6 - ¿LAS ORDENANZAS “NO NUCLEARES”, PUEDEN CUMPLIRSE?

7 - LA LEGISLACION “NO NUCLEAR” Y EL BIEN COMUN

8 - LAS ORDENANZAS Y LEYES “NO NUCLEARES” Y EL DERECHO

9 - CONCLUSIONES

10- REFERENCIAS

ANEXO I - CONSTITUCIONES Y LEYES PROVINCIALES Y ORDENANZAS “NO NUCLEARES”

ANEXO II - PROYECTOS Y LEYES PROVINCIALES “NO NUCLEARES”

(*) **Legislación “No Nuclear”**: entendemos por Legislación “No Nuclear” aquella que trata de restringir o prohibir el uso y las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear.

1 - INTRODUCCION

A partir de 1984, año en que el Municipio del Bolsón, Provincia de Río Negro, declaró a la localidad como “Zona No Nuclear”**,** comenzó a aparecer en el país una abundante legislación que, genéricamente, se conoce como “No Nuclear”. Las Provincias de Buenos Aires, Chubut, Formosa, La Pampa, Santa Cruz y Tierra del Fuego tienen en sus respectivas Constituciones artículos específicamente “No Nucleares”, mientras que las Provincias de Catamarca, Córdoba, Corrientes, Chaco, Entre Ríos, Formosa, Río Negro, San Luis, Santa Cruz, Santa Fe, Tierra del Fuego y Tucumán han sancionado con vigencia en sus respectivas jurisdicciones leyes “No Nucleares”. Nuevos proyectos de leyes “No Nucleares” están en consideración y tratamiento en las Provincias de Catamarca, La Pampa, Mendoza, Santiago del Estero y Río Negro.

El presente trabajo compila y analiza la información disponible hasta el momento sobre la materia. Si bien el tema no es regulatorio, podría indirectamente tener implicancias en este ámbito ante la eventual dualidad o colisión que podría presentarse entre las normas regulatorias de alcance federal y las legislaciones provinciales. Este trabajo describe la situación actual y las probables consecuencias de la aplicación de la mencionada legislación.

2 - OBJETIVOS DE LA LEGISLACION “NO NUCLEAR”

Los objetivos de la legislación “No Nuclear”, entre otros, podrían resumirse en las siguientes prohibiciones:

- “La construcción de centrales nucleares”.

- “La construcción de repositorios de residuos nucleares”.

- “El ingreso y tránsito en determinadas jurisdicciones territoriales de residuos nucleares”.

- “La investigación y el desarrollo en el área nuclear”.

3 - LOS FUNDAMENTOS

Los principales fundamentos de la legislación “No Nuclear” se basan en:

3.1.- “Los daños nucleares causados por las radiaciones puestas en libertad aun en casos de pequeños accidentes en las centrales”.

3.2.- “Los riesgos del transporte de los materiales nucleares”.

3.3.- “Los problemas que plantea el almacenamiento por miles de años de residuos radiactivos de alta actividad”.

4 - RESPUESTA A LOS FUNDAMENTOS DE LA LEGISLACION “NO NUCLEAR”

4.1.- “Los daños nucleares causados por las radiaciones puestas en libertad aun en casos de pequeños accidentes en las centrales”.

Desde el descubrimiento de la radiactividad y los rayos x, múltiples desarrollos tecnológicos han generalizado en todos los países la aplicación de estos fenómenos físicos en los campos de la medicina, la industria y la investigación. En Argentina existen más de 1.400 instalaciones con material radiactivo para uso médico; del orden de 300 para uso industrial; alrededor de 400 para investigación; y unas 6.000 instalaciones con equipos de rayos x para uso médico, cuatro reactores de investigación y dos centrales nucleares en operación y una tercera en construcción.

Las radiaciones ionizantes son potencialmente riesgosas para la salud si son indebidamente utilizadas. En consecuencia, sus aplicaciones requieren de un apropiado conocimiento de los riesgos involucrados y el uso de medios de protección adecuados. Sin embargo, el grado de riesgo ambiental en estos casos no es mayor que los observados cotidianamente, para la población y para los trabajadores involucrados en modernos desarrollos tecnológicos, especialmente en el campo de las industrias químicas.

En consecuencia, no parece apropiado desentenderse de algunos riesgos para concentrar todas las restricciones únicamente en los relativos a materiales nucleares.

Los estudios realizados por instituciones científicas de diversos países y organismos internacionales, como el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR), la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)[*], la Organización Mundial de la Salud (OMS), el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Organización Internacional del Trabajo (OIT), han permitido disponer de un conocimiento de los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes, significativamente superior al que en la actualidad se posee sobre los efectos de innumerables sustancias químicas utilizadas en procesos industriales.

Este mayor conocimiento ha dado lugar a un desarrollo conceptual y práctico de la protección contra las radiaciones ionizantes, notoriamente más evolucionado que el alcanzado hasta ahora en las actividades industriales convencionales.

La protección contra las radiaciones ionizantes se fundamenta en tres criterios de protección radiológica. Se deben justificar las prácticas, respetar los límites y las restricciones de dosis establecidos, y efectuar la optimización de la protección radiológica.**(1)**

a) Justificación de las prácticas.
   Sólo se debe autorizar la introducción de una práctica si se demuestra que la misma origina un beneficio neto positivo para la sociedad, teniendo en cuenta entre los aspectos negativos la dosis colectiva que tal práctica originaría.

b) Límites y restricciones de dosis.
   Durante la operación normal de una instalación o práctica, ningún individuo debe ser expuesto a dosis de radiación superiores a los límites establecidos. Estos límites de dosis se aplican a trabajadores expuestos a radiación y a miembros del público. En el caso de exposición del público, los límites se aplican a la dosis promedio en el grupo crítico.

c) Optimización de los sistemas de protección radiológica.
   Los sistemas de protección radiológica deben estar optimizados a satisfacción de la Autoridad Regulatoria, de manera que la dosis resulten tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores sociales y económicos.

Estos principios, reconocidos internacionalmente, se aplican en Argentina a todo tipo de instalación que opere con fuentes de radiación o materiales radiactivos.

[*] The International Commission on Radiological Protection

4.2.- “Los riesgos del transporte de los materiales nucleares”.

4.2.1.- Aspectos regulatorios.

Existe acuerdo internacional en relación con los requerimientos básicos de seguridad a aplicar en el transporte de materiales radiactivos. Ello se verifica en la utilización del “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos”, Publicación Nº 6 de la Colección Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) **(2)**, como documento de referencia para el transporte internacional de materiales radiactivos y como documento básico para todas las reglamentaciones específicas nacionales[(*)] . En el desarrollo y revisión periódica del Reglamento del OIEA participaron especialistas de diversos países. La Argentina ha colaborado activamente en estas tareas, como así también en la elaboración de documentos técnicos complementarios.

En lo que hace a reglamentaciones nacionales, todos los países tienen el mismo marco de referencia. Más aún, la mayoría de los países han adoptado directamente el Reglamento del OIEA ya sea por referencia directa (ejemplo: Australia, Reino Unido, etc.) o luego de traducido (ejemplo: Japón). Los pocos países que no han seguido este procedimiento tienen reglamentos técnicos nacionales que sólo difieren en su forma de las recomendaciones internacionales (ejemplo: EE.UU.).

En nuestro país el Reglamento del OIEA es el documento de base que, con carácter mandatario, se aplica para reglamentar los aspectos técnicos específicos del transporte de materiales radiactivos. Por otra parte, los aspectos técnicos generales del transporte de materiales peligrosos por carretera están contemplados en el “Reglamento para el transporte de materiales peligrosos por carretera” de la Secretaría de Obras y Servicios Públicos de la Nación.

4.2.2.- El caso de transporte de elementos combustibles irradiados y residuos de alta actividad.

En lo que respecta al transporte de elementos combustibles irradiados y residuos de alta actividad, los bultos (embalajes más contenido radiactivo), son diseñados, construidos y operados de acuerdo con lo estipulado en la citada reglamentación. Por las características y cantidad del contenido radiactivo a transportar por bulto, el modelo a emplear es el denominado TIPO B. Se trata de un diseño de bulto capaz de soportar accidentes extremadamente severos (p.ej: impactos violentos seguidos de incendios) sin una pérdida significativa de su capacidad blindante o de contención.

[(*)] En Argentina, Norma ENREN 10.16.1. “Transporte de Materiales Radiactivos”

Este tipo de bultos es de uso habitual en el país y en el mundo, por ejemplo, para el transporte masivo en nuestro país de Cobalto 60 o el transporte de elementos combustibles irradiados. Las soluciones de ingeniería posibles para el diseño de estos bultos son accesibles y de costo razonable.

Cabe destacar que no existe un modelo de bulto equivalente al “TIPO B” para el transporte de otros materiales peligrosos, tales como materiales tóxicos, corrosivos, inflamables, etc. En efecto, en ninguno de estos casos se exige que el bulto soporte accidentes severos sin pérdida de su contenido, mientras que ello es requisito indispensable en el transporte de materiales radiactivos en cantidades significativas.

El hecho de que durante años, el transporte de decenas de miles de bultos de “TIPO B” por todo el mundo y por todos los medios de transporte no haya dado lugar a ningún accidente que deteriorara significativamente la capacidad blindante o de contención de alguno de estos bultos, es una demostración de su alto nivel de seguridad.

4.3.- Los problemas que plantea el almacenamiento por miles de años de residuos radiactivos de alta actividad.

La mayoría de los países que utilizan energía nuclear para producir electricidad cuentan con programas para eliminar de manera segura los residuos radiactivos generados. Varios países y organizaciones internacionales han evaluado las opciones técnicas para la eliminación del combustible irradiado y los residuos de alta actividad. Hay consenso en la comunidad técnica-científica que la eliminación geológica mediante un sistema de barreras naturales y artificiales es el método apropiado. A diferencia de los desechos industriales químicamente peligrosos, los volúmenes mucho más pequeños de combustible irradiado y residuos de alta actividad hacen que la contención y el aislamiento sean una opción de eliminación factible y que sus riesgos radiológicos disminuyan con el tiempo. En estudios genéricos sobre eliminación geológica realizados por Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co (KBS) de Suecia, la Comisión de las Comunidades Europea (CCE), la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) y otras entidades, se ha llegado a la conclusión de que los sistemas de eliminación geológica pueden alcanzar un nivel aceptable de seguridad para proteger a las generaciones futuras de los riesgos radiológicos asociados a esos desechos.**(3)**

En 1991, expertos que asesoraban al OIEA, a la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económico (AEN/OCDE) y la CCE publicaron, en nombre de esas organizaciones, una “opinión colectiva internacional”. En el documento se afirma que existen métodos para evaluar debidamente las posibles consecuencias radiológicas a largo plazo de un sistema de eliminación de residuos radiactivos cuidadosamente diseñado y que el uso

apropiado de esos métodos de evaluación de la seguridad, unido a información suficiente sobre posibles emplazamientos de eliminación, podían servir de base técnica para decidir si determinados sistemas de eliminación ofrecen a la sociedad un nivel de seguridad satisfactorio.

Por el momento sigue almacenándose el combustible irradiado y los residuos de alta actividad, mientras los países consideran la posibilidad de construir repositorios. Por consiguiente, la pregunta sería: Cuán serio es el problema teniendo en cuenta la cantidad de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad producidos?. Afortunadamente, esta situación no entraña ningún problema de salud pública ni de seguridad, pues existe la tecnología para almacenar esos residuos radiactivos en condiciones apropiadas de seguridad durante muchos decenios. Mientras se encuentren almacenados, la radiactividad y la generación de calor disminuirán como resultado de la desintegración radiactiva. Sin embargo, un principio básico de la gestión de residuos radiactivos es que la responsabilidad de la eliminación de residuos radiactivos no debe recaer en las generaciones futuras, sino en las que se beneficiaron de las actividades que los generaron. Tal principio tiene validez universal y preside toda consideración sobre el tema.

Las leyes de algunos países exigen que se resuelvan los problemas de la eliminación de residuos radiactivos como condición indispensable para el ulterior desarrollo de la energía nucleoeléctrica. En esos casos, el estancamiento en que se encuentra la cuestión de la eliminación de residuos radiactivos puede hacer que se rechace una solución viable para la generación de energía eléctrica y se prefieran tecnologías que causan daños al ambiente (por ejemplo, el efecto invernadero y la lluvia ácida).

La Argentina, junto con los países más avanzados en el área nuclear, encaró a fines de la década del ‘70 un estudio de factibilidad para eliminar los residuos radiactivos generados por las centrales nucleares instaladas en el país.

Del estudio de factibilidad realizado en Argentina se concluye:

La eliminación de residuos radiactivos de alta actividad acondicionados en forma sólida, en formaciones geológicas profundas de características adecuadas, es una solución que representará para las generaciones presentes y futuras riesgos que no serán mayores que los riesgos de la vida diaria aceptados normalmente.

El estado actual del conocimiento permite a los especialistas afirmar que los residuos radiactivos generados por las centrales nucleares argentinas podrán ser eliminados en el país en forma segura.

Toda discusión al respecto debería enmarcarse en un debate exclusivamente científico-técnico para respaldar la decisión política que corresponderá a los gobernantes.

5 - CONSECUENCIAS DE LAS CONSTITUCIONES Y LEYES "NO NUCLEARES"

Las Constituciones y Leyes "No Nucleares" tienen numerosas prohibiciones. Las tablas I y II y los gráficos 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8 y 9 muestran el estado actual de situación. Las principales consecuencias son:

5.1.- Imposibilidad de gestionar los residuos de baja y media actividad en las instalaciones de la COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA (CNEA) en el CENTRO ATOMICO EZEIZA (CAE).

La Constitución de la Provincia de Buenos Aires prohibe en su Artículo 28 el ingreso de residuos radiactivos al territorio de dicha provincia. Por ello, en el área de residuos del CAE no podrían gestionarse los residuos provenientes de la medicina nuclear de todo el país, fuentes radiactivas en desuso, etc. Por consiguiente resultaría necesario la construcción de instalaciones similares a las del CAE en las demás provincias. Es de destacar que por distintas leyes también prohiben el ingreso de residuos nucleares a su territorio, las provincias de Río Negro, Tucumán, Santa Cruz, Tierra del Fuego y Chubut.

En esta situación los interrogantes son inevitables: Quién construirá las instalaciones? lo hará cada provincia?. Es obvio que si una provincia prohibe el ingreso de los residuos producidos en otras provincias, cada una de ellas debería construir las instalaciones correspondientes. Están en condiciones económicas y técnicas de hacerlo?. Qué incidencia podría tener esto en la medicina nuclear?.

El Dr. Jorge Martinez Favini en un trabajo presentado recientemente **(4)** advierte:

> "Si se extremaran irrazonablemente las restricciones, no podría ocurrir que ante la imposibilidad legal del mantenimiento del servicio de gestión de residuos radiactivos de la Comisión Nacional de Energía Atómica, sus generadores más pequeños no optarán luego de intentar reducir al máximo los riesgos de la gestión de residuos radiactivos, deshacerse de ellos a través del servicio común de recolección de residuos domiciliarios, como ocurre en muchas partes del mundo con desechos peligrosos convencionales?.

Esta hipótesis puede parecer absurda. Lo será? la exacerbación del síndrome NIMBY(*) que resulta de las nuevas iniciativas puede llevar a resultados negativos para el objetivo de optimizar la seguridad y la eficiencia de la gestión de residuos radiactivos. En el contexto psicosocial de la gestión de residuos radiactivos agregar consideraciones de costos suele ser criticable pero piénsese en el efecto de atomizar jurisdiccionalmente la gestión de residuos radiactivos en un país de 5.000 km de longitud por unos 500 km de ancho, con una superficie de 2.500.000 km^2 constituido por 23 Provincias y el Distrito Federal que, con el Gran Buenos Aires y el Gran Rosario, concentra más de la mitad de una población total de 30 millones. La generalización de las interdicciones de tránsito de residuos radiactivos generados en otras jurisdicciones, podría dar lugar a tantos servicios de gestión de residuos radiactivos como jurisdicciones, requiriéndose personal especializado permanente e instalaciones de tratamiento y depósitos en cada una de ellas y con custodia institucional diferenciada sobres estos. Esto haría imposible, en definitiva, toda actividad nuclear".

5.2.- Imposibilidad de tránsito por amplias zonas del país.

La legislación de las provincias de Santa Fe, Río Negro, San Luis, Chubut y Chaco prohiben el transporte de residuos nucleares por sus respectivos territorios.

Esto implica que residuos nucleares originados en las distintas actividades y aplicaciones en medicina, industria y agro no podrán desplazarse hacia la zona de "gestión" de los mismos.

De continuar estas normas restrictivas, se daría el caso de que, al sumarse nuevas provincias a tales criterios, el problema se agravaría y cada provincia se vería obligada a gestionar sus propios residuos pero sin transponer sus límites jurisdiccionales. Estas normas podrían llegar a impedir el transporte incluso dentro de cada territorio provincial, es decir, que se eliminaría toda posibilidad de mover residuos radiactivos que deberían permanecer sólo en el lugar donde se encuentren.

6 - LAS ORDENANZAS "NO NUCLEARES": PUEDEN CUMPLIRSE?

Comencemos por afirmar que, en general, las ordenanzas "No Nucleares" merecen objeciones y su aplicación genera un interrogante inicial, cuál es la situación de los municipios llamados "No Nucleares"?.

(*) "Not in my back yard"
"No en el fondo de mi casa"

Trataremos de apreciarla a través de una interpretación estricta de las normas que tales ordenanzas contienen, analizadas en su letra y espíritu. Ello nos permite concluir que los municipios donde rigen deberían:

- Excluir de su producción, comercialización o uso:

. la minería del carbón de la nómina de rubros de su producción. (En la Provincia de Santa Cruz, tendría que clausurarse el complejo carbonífero de Río Turbio).

. la minería de fosfatos para uso en fertilizantes y otros empleos.

. la actividad petrolífera, toda vez que sus técnicas actuales operan con fuentes radiactivas.

. las señales luminiscentes que utilizan materiales radiactivos, especialmente en los indicadores viales de calles y rutas.

. la industria de la construcción, dado que los materiales actualmente usados en ella contienen materiales radiactivos. Debería así prohibirse el uso de arena, cal, ladrillos y cemento; consiguientemente la circulación de vehículos que transporten estos materiales.

. la distribución de gas por redes domiciliarias o en garrafas, dado que su combustión en estufas, cocinas, calentadores y otros artefactos domésticos o industriales determina un aumento significativo de concentración de radón , especialmente en viviendas.**(5)**

. el empleo de irradiadores de líquidos cloacales para acceder a mejores condiciones sanitarias y evitar epidemias y contaminación de aguas.

. los detectores de humo para prevención y extinción de incendios.

. métodos nucleares para la erradicación de plagas en agricultura. (En las Provincias de Cuyo y en el Alto Valle del Río Negro se impediría así la lucha contra la mosca del mediterráneo).

- Impedir mediante severos controles: (y por vía del absurdo)

. la ingestión de alimentos, ya que todos contienen materiales radiactivos naturales que existen en la corteza terrestre y que son absorbidos por plantas y animales.

. el empleo del agua como bebida, atento a los elementos radiactivos que contiene naturalmente.

. que la población respire, ya que el aire también contiene elementos radiactivos.

- y si después de estas prohibiciones pudiese quedar alguien que incumpliera otras, la municipalidad “No Nuclear” también debería:

. impedir el empleo de las técnicas de radioinmunoanálisis en diagnósticos preventivos de hipotiroidismo congénito y fenicetonuria. Aquí vale la pena recordar que esta enfermedad ataca en nuestro país a uno cada 3.000 recién nacidos.

. y para los sobrevivientes, impedir la irradiación de alimentos para su mejor conservación, la esterilización de materiales como soluciones fisiológicas descartables de uso en medicina, etc.

- Tampoco debería omitir el municipio una norma para:

. no permitir en la zona que las universidades, facultades, academias e institutos de investigación empleen con fines de enseñanza o investigación materiales radiactivos, o que otros centros realicen investigaciones hidrológicas y de acuíferos con trazadores radiactivos.

En conclusión, los procedimientos serían siempre prohibir, impedir, paralizar, anular. Sin embargo no creemos que esto sea lo que se han propuesto las normas en cuestión.

Con todo lo señalado queremos aclarar que algunas de las puntualizaciones se incluyeron tanto a título de “curiosidades” insólitas como datos extremos de exageración o irracionalidad en la interpretación o aplicación de esas normas. Lo señalado comporta sólo la intención de reclamar mayor precisión cuando se declara una zona “No Nuclear”.

Por cierto que si la norma procurase condenar pruebas, ensayos o arsenales nucleares, es decir, prohibir los usos bélicos de la energía nuclear, suscribiríamos este tipo de legislación sin reservas ni excepciones.

Pero lo que motiva estos comentarios son generalmente ordenanzas con alcance limitado a una jurisdicción comunal y, como ya se advirtió antes, a restricciones en el uso de la energía nuclear para fines pacíficos. El análisis de estas restricciones y prohibiciones nos obliga también a evaluar los casos en que se contemplan algunas excepciones, como, por ejemplo, para los usos médicos de las radiaciones. En tales excepciones se omite considerar que para el empleo de las radiaciones y productos radiactivos en medicina, hace falta que los mismos se produzcan o fabriquen y ello ocurre sólo en centrales nucleares, reactores de producción de radioisótopos, ciclotrones, fábricas de fuentes selladas, plantas de irradiación de elementos médicos, etc. Por consiguiente, si el municipio “No Nuclear”, aunque haga excepción de los productos para uso médico, prohibe en su jurisdicción tales instalaciones, estaría pretendiendo

asegurar tratamientos adecuados a sus habitantes pero condicionados a que otras provincias o municipios “Nucleares” les provean los elementos cuya producción se prohiben en su jurisdicción.

Es notorio pues que no se han evaluado las consecuencias de estas restricciones que, de generalizarse en todo el territorio nacional, significarían en severo deterioro de la salud pública.

No dudamos que, a poco de reflexionar sobre el tema, se repararán errores que, tampoco dudamos, se cometen con la mejor buena fe e intenciones.

Un caso digno para destacar como oportuna rectificación es el ocurrido hace poco más de dos años en la Ciudad de Buenos Aires.

En julio de 1993, su Consejo Deliberante sancionó la Ordenanza Nº 46.847, por la que se declaraba a la Ciudad de Buenos Aires “Ciudad No Nuclear en protección a la vida y la salud de la población”. El Art. 1º, categórico, expresaba: “Se prohibe el ingreso y transporte de residuos radiactivos al ámbito de la Ciudad de Buenos Aires provenientes de otras jurisdicciones”. La Ordenanza llegó al recinto con despacho favorable de la Comisión de Ecología y Medio Ambiente y fue sancionada por unanimidad. Sin embargo, el Intendente Municipal advirtió la inconveniencia de la norma y vetó la Ordenanza.

De haberse promulgado, se habría creado una difícil situación con los municipios vecinos en la medida que estos podrían haber reaccionado adoptando una actitud similar e impedir así el tránsito, por esos municipios, de residuos producidos en aplicaciones de medicina nuclear e industriales en la Capital Federal. En otras palabras, prohibiciones de ida y vuelta.

En resumen, la Ordenanza resultaba inapropiada a los fines perseguidos de proteger la vida y salud de la población y demostró haber sido sancionada sin asesoramiento técnico al omitir consultas a los organismos competentes en la materia.

Por lo demás, como aporte para esta reflexión, citaremos un caso judicial que, si bien no se refiere a restricciones normativas sino a falencias económicas del Estado, conlleva algunas similitudes temáticas en cuanto a la salud de enfermos de cáncer y la obligatoriedad de su asistencia con medios y recursos de los que no pueden ser privados. Se trata de una sentencia sobre amparo, dictada en 1994 en la Provincia de Buenos Aires, en la cual se afirma que “la función del Estado debe tener como finalidad indiscutible propender al bien común, es decir, que la cobertura de los servicios médicos que aquel preste a través de su Administración Pública, debe tener como destinataria natural a la comunidad considerada en sentido general...”. Con ese y otros argumentos, la sentencia obliga al Estado a “ no discontinuar o interrumpir la entrega de medicamentos

antineoplásicos a enfermos que se encontraban en tratamiento a cargo de entidades oficiales.....".

Como el recurso judicial había sido planteado por concejales de la Municipalidad de Bahía Blanca, la sentencia advierte al Ministerio de Salud de la Provincia de Buenos Aires que no puede negar recursos médicos para la salud, porque "el Estado sigue teniendo como fin propio el bienestar general o bien común" y condena como "arbitrario e irrazonable que un paciente oncológico tenga que soportar la suerte irregular de los tratamientos aplicados, vinculándose de ese modo el derecho a la vida...." **(6).**

Bien común y derecho a la vida, dos conceptos entrelazados que no debieran ser ajenos al análisis de la legislación que nos ocupa.

7 - LA LEGISLACION "NO NUCLEAR" Y EL BIEN COMUN

7.1.- Aspectos a considerar:

Bajo este título y a fin de limitar su extensión, el tema en análisis podría reducirse a dos aspectos básicos:

7.1.1. Los derechos constitucionales llamados individuales, de quienes utilizan los beneficios de la actividad nuclear; y

7.1.2. La legislación "No Nuclear" dictada por autoridades provinciales y comunales que tienden a la protección del ambiente, con lo que, si son razonables, se protegen otros derechos de los ciudadanos.

Armonizar estos dos criterios es tarea de los operadores del derecho (legisladores, jueces y juristas).

Desde ya, el norte que sirve de guía para la armonización de los conceptos precedentes es el bien común.

7.2.- Análisis jurídico desde el punto de vista de los usuarios.

Las limitaciones a los derechos individuales, razón del interés público, se denominan policía y poder de policía. Dentro de la función administrativa, se inserta una modalidad de contenido prohibitivo y limitativo, llamada policía. Dentro de la función legislativa, se incorpora una modalidad reglamentaria de derechos, llamada poder de policía. (Artículos 14 y 28 de la Constitución Nacional).

Por tales razones, los derechos individuales preexisten a las leyes y a los actos administrativos. El Art. 14 de la Constitución Nacional expresa que los habitantes gozan de los derechos que enumera de conformidad con las leyes que reglamentan su ejercicio.

> El Art. 28 de la Constitución Nacional establece que los derechos reconocidos no podrán ser alterados por las leyes que reglamenten su ejercicio. O sea que por vía reglamentaria no se podrá mudar, modificar, cambiar de naturaleza, forma o estado, los derechos que la Constitución consagra. Ahora bien, siempre será cuestión empírica, particular y concreta, evaluada por los órganos jurisdiccionales, si la reglamentación legal menoscaba, deteriora, corrompe o destruye el derecho en cuestión: Corte Suprema de Justicia de la Nación (CSJN) 1962, Fallos, 253:154 y también CSJN, 3/3/92, Jurisprudencia Argentina (JA) 1993-I-556).
>
> La libertad en un estado de derecho ha de encontrarse limitada necesaria y razonablemente para conformar el uso y goce del derecho de todos los habitantes y lograr así la consecución del bien común.
>
> A esta regla se llama “principio de razonabilidad”. Advierte Bidart Campos que “la línea demarcatoria para saber cuándo la reglamentación ha traspasado el campo de la razonabilidad y ha incurrido en su contrario, alterando la esencia del derecho individual reglamentado, depende de las circunstancias”.
>
> Ni el legislador ni el juez pueden omitir el análisis de las circunstancias y, en la materia que nos ocupa, ello reviste singular importancia y trascendencia.

Para enfatizar la importancia que atribuimos a ese análisis de circunstancias, agregaremos un párrafo de los comentarios que mereció al mencionado tratadista, la sentencia antes aludida sobre una acción de amparo por la interrupción de recursos médicos en Bahía Blanca.

“Un buen juez - dice - no precisa que todo esté escrito en el sistema normativo porque capta y entiende debidamente también sus carencias y vacíos y, sobre todo, el espíritu de la Constitución...”.

Mientras esta legislación de zonas “No Nucleares” tenga vigencia, en casos litigiosos, los jueces deberán examinar las circunstancias y, seguramente, preservarán la salud y la vida, a pesar de las restricciones legales en materia de medicina nuclear.

8 - LAS ORDENANZAS Y LEYES “NO NUCLEARES” Y EL DERECHO

8.1.- Punto de vista entre las normas municipales o provinciales y las nacionales, suponiendo que éstas sean racionales.

8.1.1.- El Artículo 31 indica que la Constitución Nacional, las leyes de la Nación “que en su consecuencia se dicten”, son ley suprema de la Nación “y las autoridades de cada provincia están obligadas a conformarse a ella, no obstante cualquiera disposición en contrario que contengan las leyes o constituciones provinciales”.
Por tanto, toda norma nacional tiene prioridad sobre una provincial, siempre y cuando la ley o decreto sea dictada en consecuencia con la Constitución, es decir, dentro de los poderes conferidos por ella al Estado Federal, expresa o implícitamente (“Sociedad Com. e Ind. Giménez Vargas Hnos.”, Fallos, 239:343). Téngase en cuenta que la mayor parte de la legislación “No Nuclear” fue dictada antes de la reforma constitucional de 1994 y que la norma de la nueva constitución necesita una interpretación razonable a través de la ley del Congreso que ponga en marcha el Artículo 41 de la Constitución Nacional: “El daño ambiental generará prioritariamente la obligación de recomponer, según lo establezca la ley.... Corresponde a la Nación dictar las normas que contengan los presupuestos mínimos de protección, y a las provincias, las necesarias para complementarlas, sin que aquellas alteren las jurisdicciones locales....”

8.1.2.- El Artículo 128 de la Constitución Nacional reformada señala: “Los gobernadores de provincia son agentes naturales del Gobierno Federal para hacer cumplir la Constitución y las leyes de la Nación”.

8.1.3.- La Corte Suprema de Justicia de la Nación ha alertado que del Artículo 104 (actual 121) no se infiere que las provincias se hayan reservado poderes, sino que la Constitución Nacional, como expresión de la voluntad del pueblo de la Nación Argentina, es quien los distribuye, delegándolos en forma definida al Gobierno Nacional, mientras que los poderes no delegados los conservan las provincias (Fallos, 308:1298). En efecto, el Artículo 121 indica que quien delimita, distribuye y asigna competencias es la Constitución y no las provincias.

8.1.4.- La doctrina constitucional nos enseña que la frontera político-jurídica de ambos gobiernos - Nacional y Provincial - es necesariamente móvil; por ejemplo, en cuanto al ejercicio de competencias concurrentes, según aumente o disminuya en ciertas áreas la presencia de interés federal en su regulación.
La doctrina de la Corte Suprema ha clasificado las facultades de los Gobiernos Nacional y Provincial:

- Poderes delegados al Gobierno Nacional (obviamente no ejercitables por las Provincias). Están en este grupo los expresamente cedidos según la Constitución y los poderes consecuentes o implícitamente delegados, esto es, aquellos “cuyo ejercicio por los poderes provinciales obstaría o haría ineficaz el ejercicio de los que corresponden a los poderes nacionales” (Fallos, 183:190).

- Los poderes provinciales no pueden enervar el ejercicio razonable de los poderes delegados al Gobierno Federal, “so pena de convertir en ilusorios los propósitos y objetivos de las citadas facultades que fincan en la necesidad de procurar eficazmente el bien común de la Nación toda, en el que necesariamente se encuentran engarzadas y del cual participan las provincias” (Fallos, 312:1437).

8.2.- La interpretación armónica

La Constitución Nacional se debe interpretar de modo que el ejercicio de la autoridad nacional y de las autoridades provinciales se desenvuelva armónicamente (Fallos, 293:287), es decir, que ambos poderes “actúen para ayudarse y no para destruirse” (Fallos, 301:122, voto de Mario Justo López), lo que impone una política de equilibrio (Fallos, 307:360 y 374).

Las competencias locales tienen que ejercitarse con cautela, cuidando de no afectar las competencias federales, y viceversa (Fallos, 292:26).

El propio nuevo Artículo 124 establece que las nuevas potestades que se dan a las Provincias no deben “afectar las facultades del Gobierno Federal”.

8.3.- La normativa vigente.

8.3.1.- El Artículo 41 de la Constitución Nacional ha recogido la protección del medio ambiente como una obligación, tanto de la Nación como de las Provincias. Así, establece que corresponde a la Nación dictar las normas que contengan los presupuestos mínimos de protección y a las Provincias las necesarias para cumplimentarlas.
En consecuencia, corresponde a la Nación fijar la política central pero no se impide a las Provincias establecer normas de protección ambiental complementarias de aquellas fijadas por la Autoridad Nacional.

8.3.2.- Las normas que dicten las Provincias o los Municipios no pueden alterar los derechos individuales reconocidos por la Constitución Nacional conforme lo determina el Artículo 28. En tal sentido las normas provinciales o municipales no podrán afectar el derecho a la salud, la libre circulación de bienes en todo el territorio

nacional, el ejercicio de industria y comercio lícito, el comercio interprovincial, etc.

8.4.- Poder de legislación

Corresponde al ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN), según lo determina el Decreto 1540/94[*] , las funciones de fiscalización y regulación de la actividad nuclear. Por el Decreto 506/95, el ENREN quedó facultado a dictar las normas técnicas correspondientes a seguridad radiológica y nuclear; protección física y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales.

La determinación de los presupuestos mínimos de protección corresponde a la Nación, con prescindencia de que beneficien a un ciudadano de Córdoba, de Santa Cruz, de Jujuy o de cualquier otra provincia, previéndose la complementación provincial para el caso de exigencias mayores o especiales, de acuerdo a específicas circunstancias locales.

El objeto del constituyente ha sido aplicar el criterio de utilización racional de los recursos naturales, de específico desarrollo doctrinario.

Este parámetro no debe ser interpretado con criterio solamente impeditivo, sino como un límite racional y razonable de la actividad productiva, en un contexto que valore el desarrollo integral como llave del progreso de los pueblos.

Esta es la perspectiva de equilibrio que, a partir del progreso de la conciencia ambientalista en el mundo, se conoce con el nombre de “Desarrollo Sostenible” o “Desarrollo Sustentable”. Se trata, por consiguiente, de un desarrollo que satisface las necesidades del presente sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras para satisfacer las propias.

[*] En virtud del citado Decreto se creó el ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR para cumplir las funciones de fiscalización y regulación de la actividad nuclear que estaban a cargo de la COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA.

9 - CONCLUSIONES

Las normas llamadas genéricamente “No Nucleares”, trátese de constituciones y leyes provinciales o de ordenanzas municipales, al margen de la intención de los legisladores, poco contribuirán a la protección de la salud y al mejoramiento de la calidad de vida. En algunos casos, inclusive, se estaría obstaculizando la medicina nuclear y las aplicaciones industriales agropecuarias y científicas, es decir, trabando el Desarrollo Sustentable al que aludimos antes.

Además, estas medidas restrictivas podrían provocar desaliento en programas y proyectos para la construcción de centrales nucleares y otras instalaciones nucleares relevantes que se verían condicionadas en mayor o menor grado por tales normativas.

A la fecha, en la Cámara de Diputados de la Nación, ha tenido entrada una decena de proyectos de ley con los que se propone fijar el marco legal en materia nuclear. Todos estos proyectos, si bien expresan criterios muy diversos acerca de la privatización de centrales nucleares, coinciden en asignar al Estado Nacional las funciones de investigación y desarrollo a cargo de la CNEA y las de regulación y fiscalización al ENREN que con esa u otra denominación, será la Autoridad Regulatoria Nuclear con funciones prácticamente idénticas a las asignadas en el Decreto 1540/94. Cualquiera fuere el texto que en definitiva se apruebe como “Ley Nuclear”, entendemos que sus prescripciones y no declaraciones “No Nucleares” serán la garantía legal para preservar el bien común en un Estado de Derecho.

El Congreso Nacional debería examinar este problema teniendo en cuenta que el artículo 31 de la Constitución Nacional, prescribe que las leyes de la Nación “que en su consecuencia se dicten”, son ley suprema de la Nación “y las autoridades de cada provincia están obligadas a conformarse a ella, no obstante cualquiera disposición en contrario que contengan las leyes o constituciones provinciales”.

Las normas que dicten las Provincias o los Municipios no pueden alterar los derechos individuales reconocidos por la Constitución Nacional conforme lo determina el Artículo 28. En tal sentido las normas provinciales o municipales no podrán afectar el derecho a la salud, la libre circulación de bienes en todo el territorio nacional, el ejercicio de industria y comercio lícito, el comercio interprovincial , etc.

En síntesis, la libertad en un Estado de Derecho ha de encontrarse limitada necesaria y razonablemente para conformar el uso y goce del derecho de todos los habitantes y lograr así la consecución del bien común.

10 - REFERENCIAS

(1) ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR. AUTORIDAD REGULATORIA - NORMA BASICA de Seguridad Radiológica - AR 10.1.1. Rev. 1. Buenos Aires, ENREN/1995/.

(2) ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGIA ATOMICA. Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos. ed.1985 (enmendada en 1990). Viena, OIEA, 1991 (De su : C.S. Nº 6)

ENREN. Norma AR 10.6.1. Transporte de Materiales Radiactivos.

(3) SEMENOV, B.A. Evacuación de combustible gastado y desechos de actividad alta. Logro de un consenso internacional. - OIEA Boletín v. 34 (3) p.2-6, 1992.

(4) PROGRAMA DE LAS NACIONES UNIDAS PARA EL MEDIO AMBIENTE (UNEP). Radiation, Doses, Effects, Risks. UNEP, c1985.

(5) ARNAUDO, Facundo y otros. AMPARO.45.927-Juzgado de Primera Instancia en lo Civil y Comercial Nº 6, Bahía Blanca, mayo 17, 1994. EL DERECHO Año XXXII Nº 8594, p. 5-8, 03/10/94 (Publicación de Universidad Católica Argentina).

(6) MARTINEZ FAVINI, Jorge La Gestión de Desechos Radiactivos en la Argentina. Conflictos (Evitables?) en Materia de Desechos Radiactivos de Baja Actividad. Expuesto en Nuclear Interjura. Finlandia, setiembre 1995.

TABLA I
CONSTITUCIONES Y LEYES PROVINCIALES "NO NUCLEARES"

Prohiben construir centrales nucleares	Prohiben construir repositorios residuos	Prohiben transporte residuos nucleares	Prohiben almacenamiento de residuos nucleares	Declaran zona "No Nuclear" la provincia	Toman acciones si la provincia limitrofe construye repositorio de residuos nucleares	Prohiben introducir residuos nucleares en su territorio y espacios aéreos y marítimos	Prohiben realizaciones de pruebas nucleares	Prohiben investigación y desarrollo en el área nuclear
SANTA FE	SANTA FE	SANTA FE	SANTA FE					
	RIO NEGRO	RIO NEGRO	RIO NEGRO		RIO NEGRO	RIO NEGRO		
ENTRE RIOS	ENTRE RIOS		ENTRE RIOS					
	SAN LUIS	SAN LUIS (a reglamentar)	SAN LUIS	SAN LUIS				
	FORMOSA		FORMOSA				FORMOSA	
TUCUMAN	TUCUMAN		TUCUMAN			TUCUMAN	TUCUMAN	
SANTA CRUZ (*)	SANTA CRUZ (*)					SANTA CRUZ (*)		
TIERRA DEL FUEGO	TIERRA DEL FUEGO		TIERRA DEL FUEGO			TIERRA DEL FUEGO	TIERRA DEL FUEGO	
	CHUBUT	CHUBUT	CHUBUT			CHUBUT		
CHACO	CHACO	CHACO	CHACO	CHACO				CHACO (**)
						BUENOS AIRES		
				LA PAMPA				
		CAPITAL FEDERAL(*)		CAPITAL FEDERAL (*)		CAPITAL FEDERAL(*)		
	CORDOBA	CORDOBA	CORDOBA			CORDOBA		
			CATAMARCA			CATAMARCA		

(*) Vetada

(**) Ley 3902 de la Provincia del Chaco

Art. 8: "Prohíbese todo tipo de instalación destinada a la **investigación, desarrollo o utilización de la energía nuclear** excepto el uso en medicina nuclear y monitoreo en el área agropecuaria.

TABLA II

PROYECTOS DE LEYES PROVINCIALES "NO NUCLEARES"

Prohiben construir centrales nucleares	**Prohiben construir repositorios residuos**	**Prohiben transporte residuos nucleares**	**Prohiben almacenamiento de residuos nucleares**	**Declaran zona "No Nuclear" la provincia**	**Toman acciones si provincia limítrofe construye repositorio de residuos nucleares**	**Prohiben introducir residuos nucleares en su territorio y espacios aáreos y marítimos**	**Prohiben realizaciones de pruebas nucleares**	**Prohiben investigación y desarrollo en el área nuclear**
RIO NEGRO								
	MENDOZA		MENDOZA					
	SANTIAGO DEL ESTERO		SANTIAGO DEL ESTERO					
LA PAMPA	LA PAMPA	LA PAMPA	LA PAMPA			LA PAMPA		

GRAFICO Nº 1

PROHIBEN CONSTRUIR CENTRALES NUCLEARES

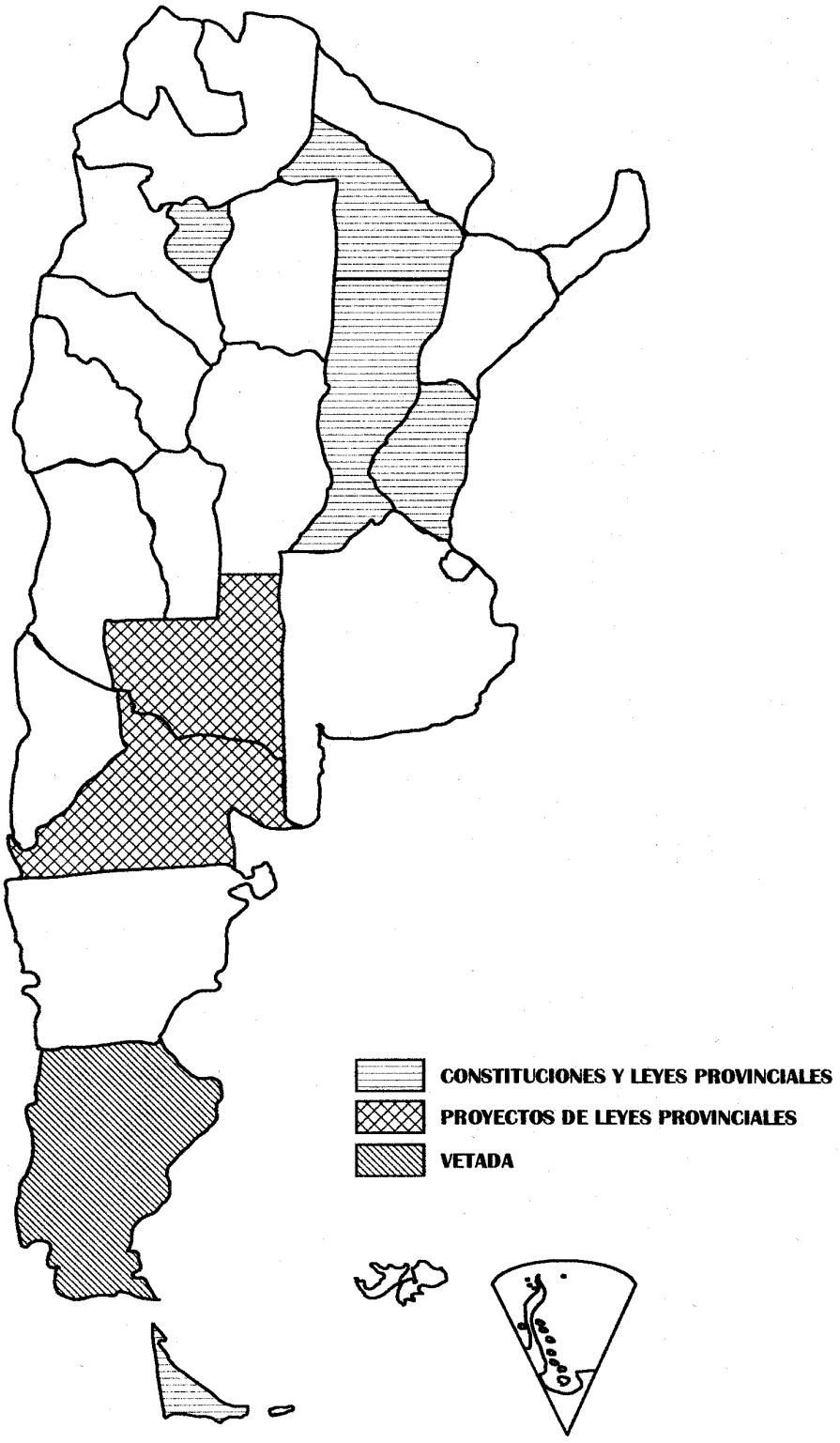


GRAFICO Nº 2

PROHIBEN CONSTRUIR REPOSITORIOS DE RESIDUOS NUCLEARES

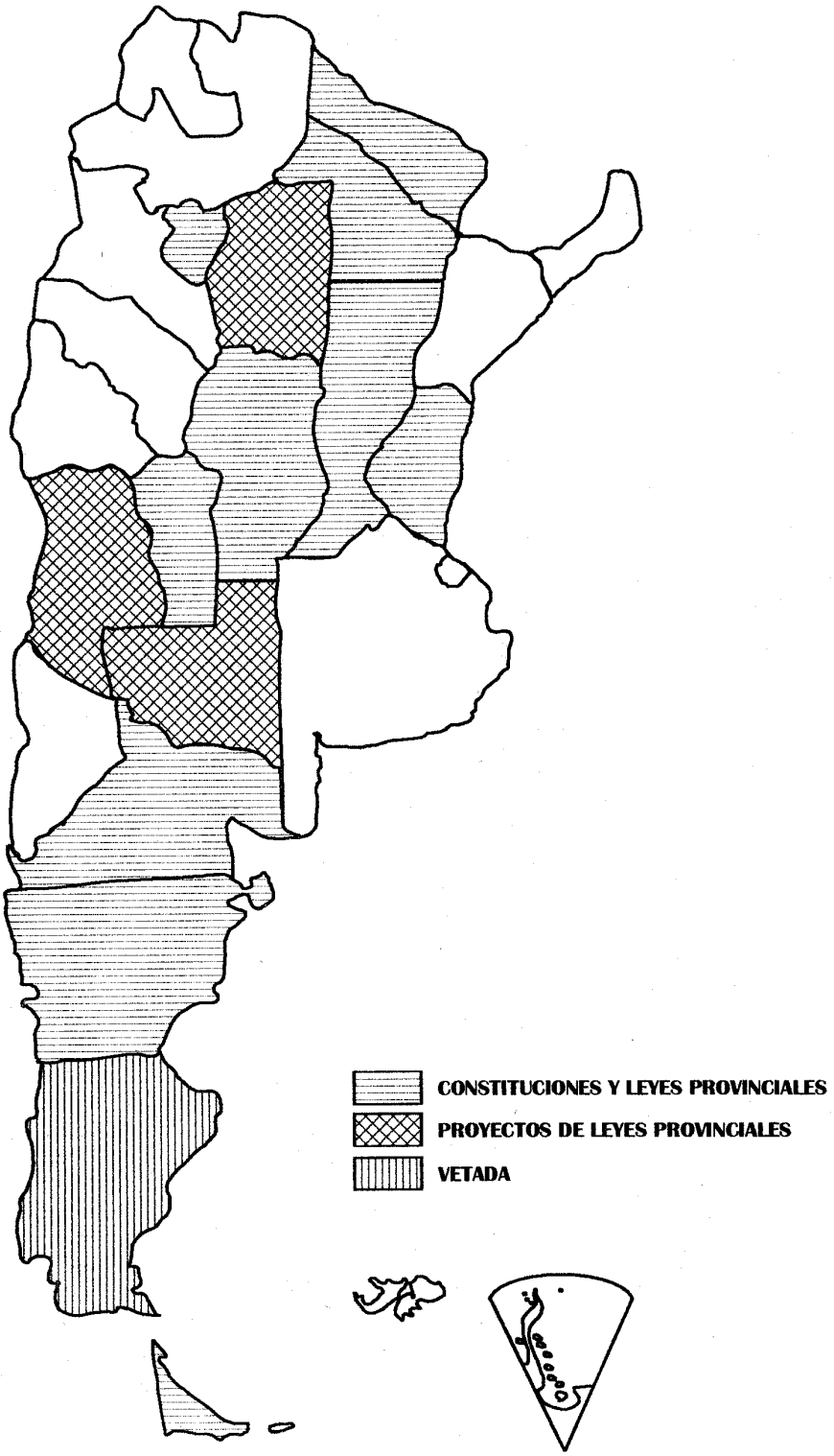


GRAFICO Nº 3

PROHIBEN TRANSPORTE DE RESIDUOS NUCLEARES

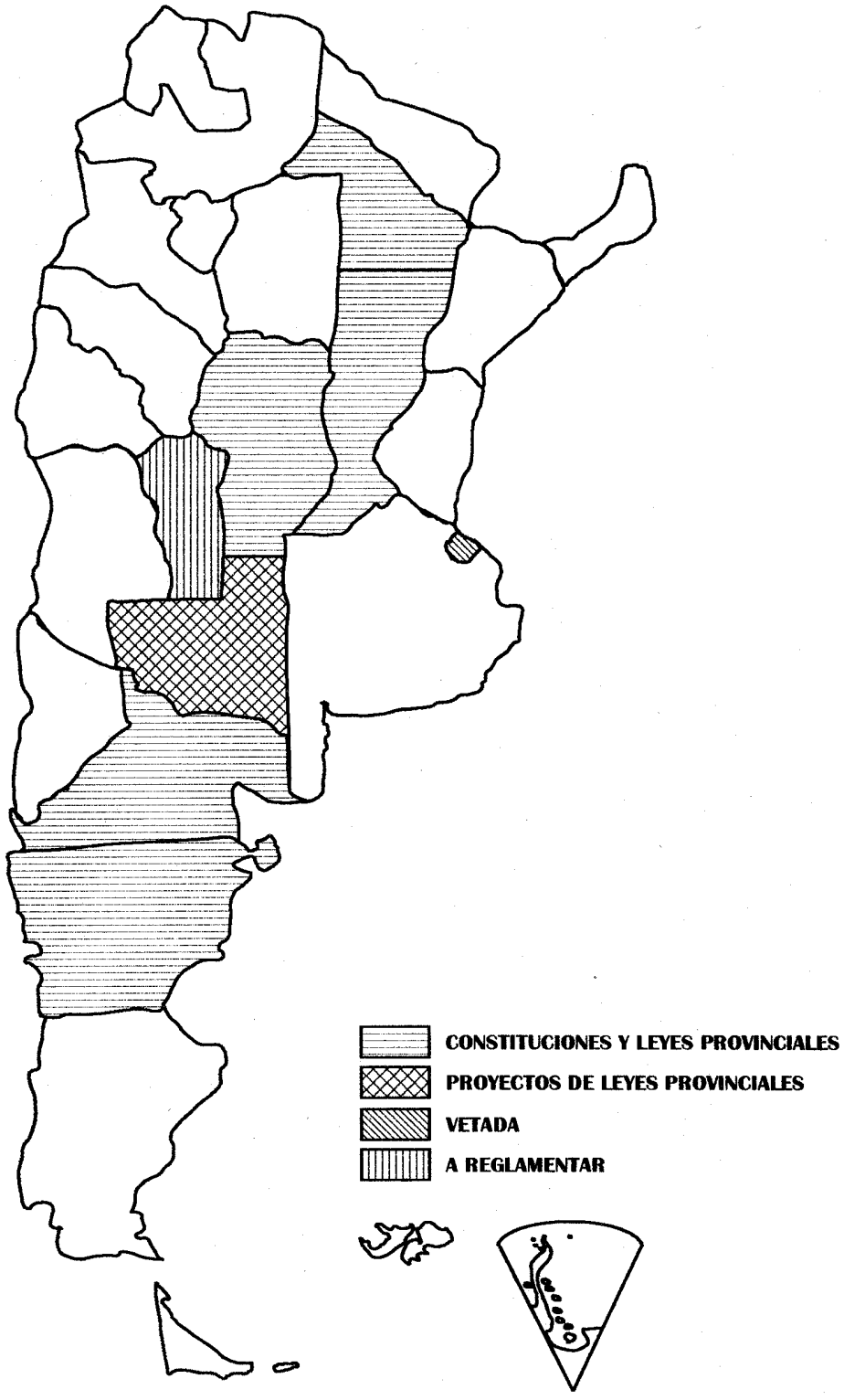


GRAFICO Nº 4

PROHIBEN ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS NUCLEARES

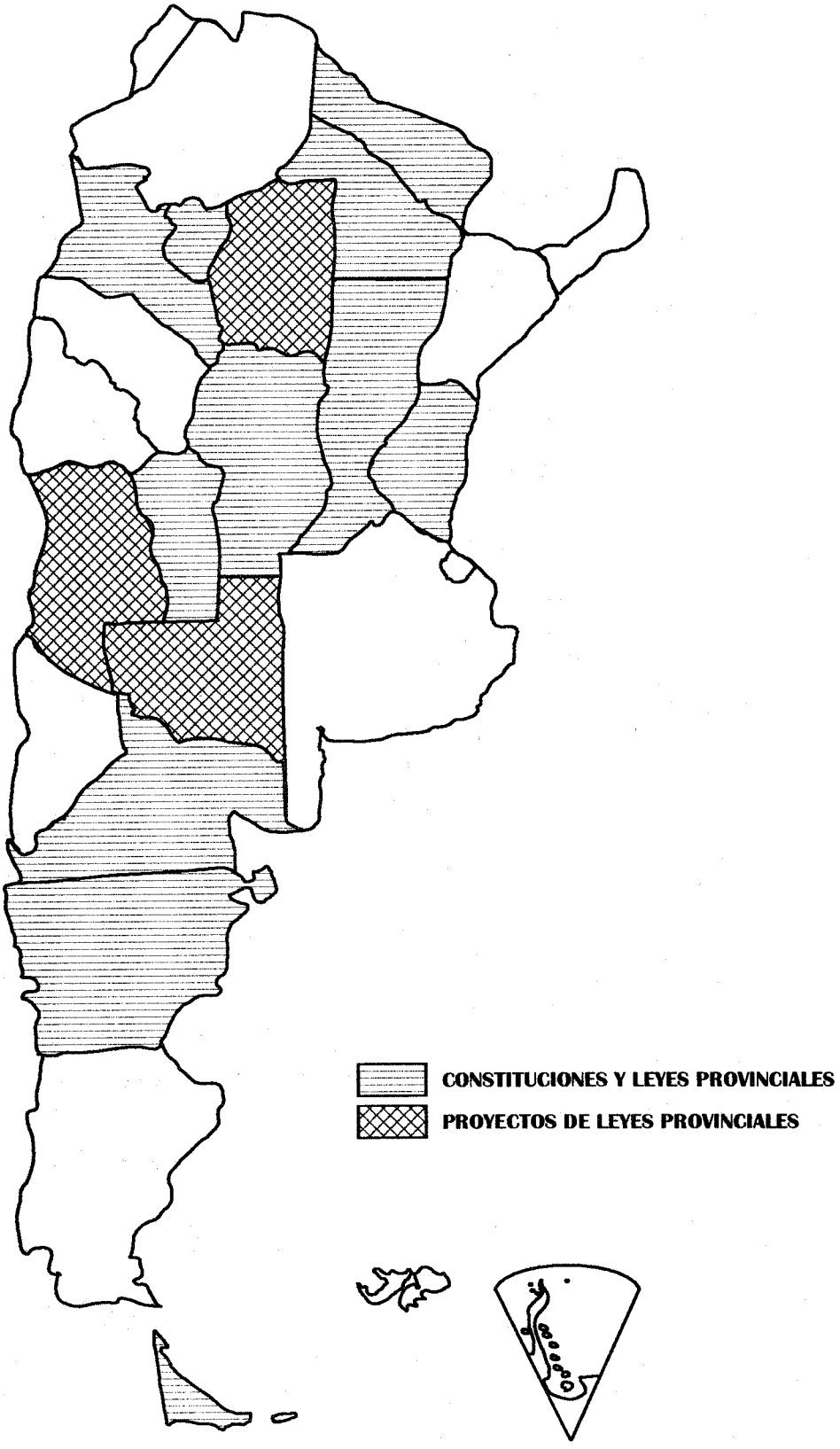


GRAFICO Nº 5

PROVINCIAS Y MUNICIPIOS DECLARADOS ZONA NO NUCLEAR

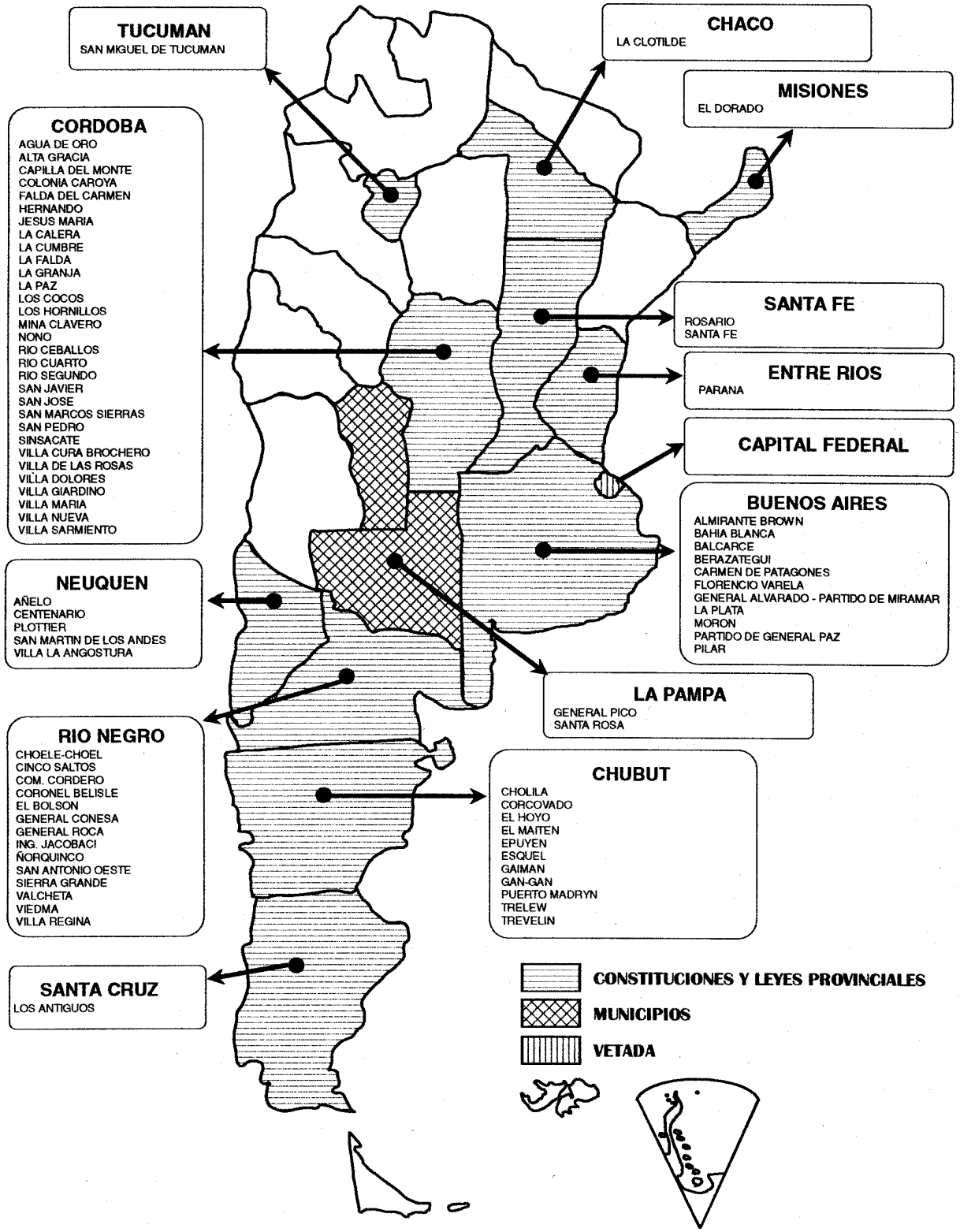


GRAFICO Nº 6

TOMAN ACCIONES SI LA PROVINCIA LIMITROFE CONSTRUYE REPOSITORIO DE RESIDUOS NUCLEARES

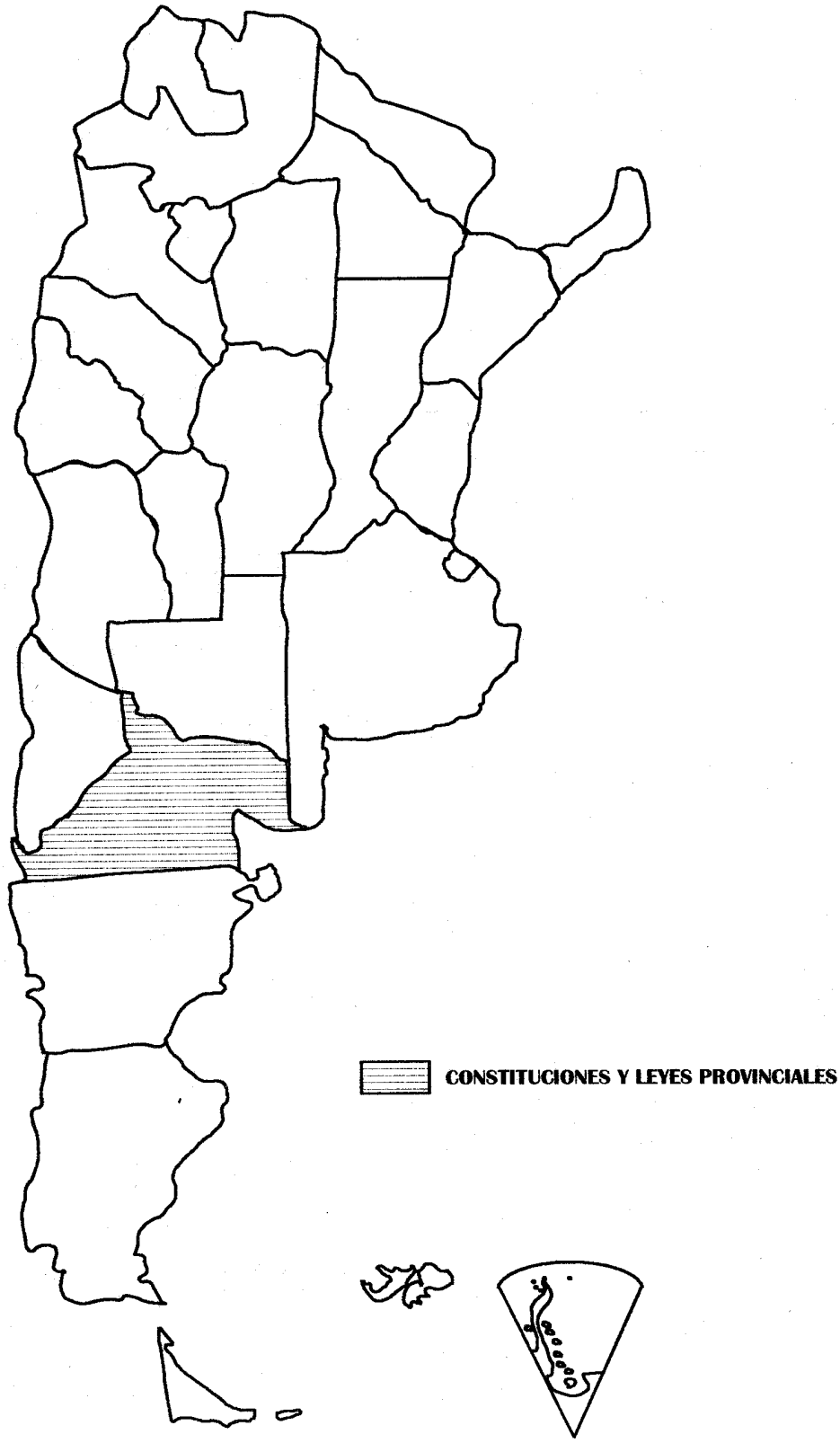


GRAFICO Nº 7

PROHIBEN INTRODUCIR RESIDUOS NUCLEARES EN SU TERRITORIO Y ESPACIOS AEREOS Y MARITIMOS

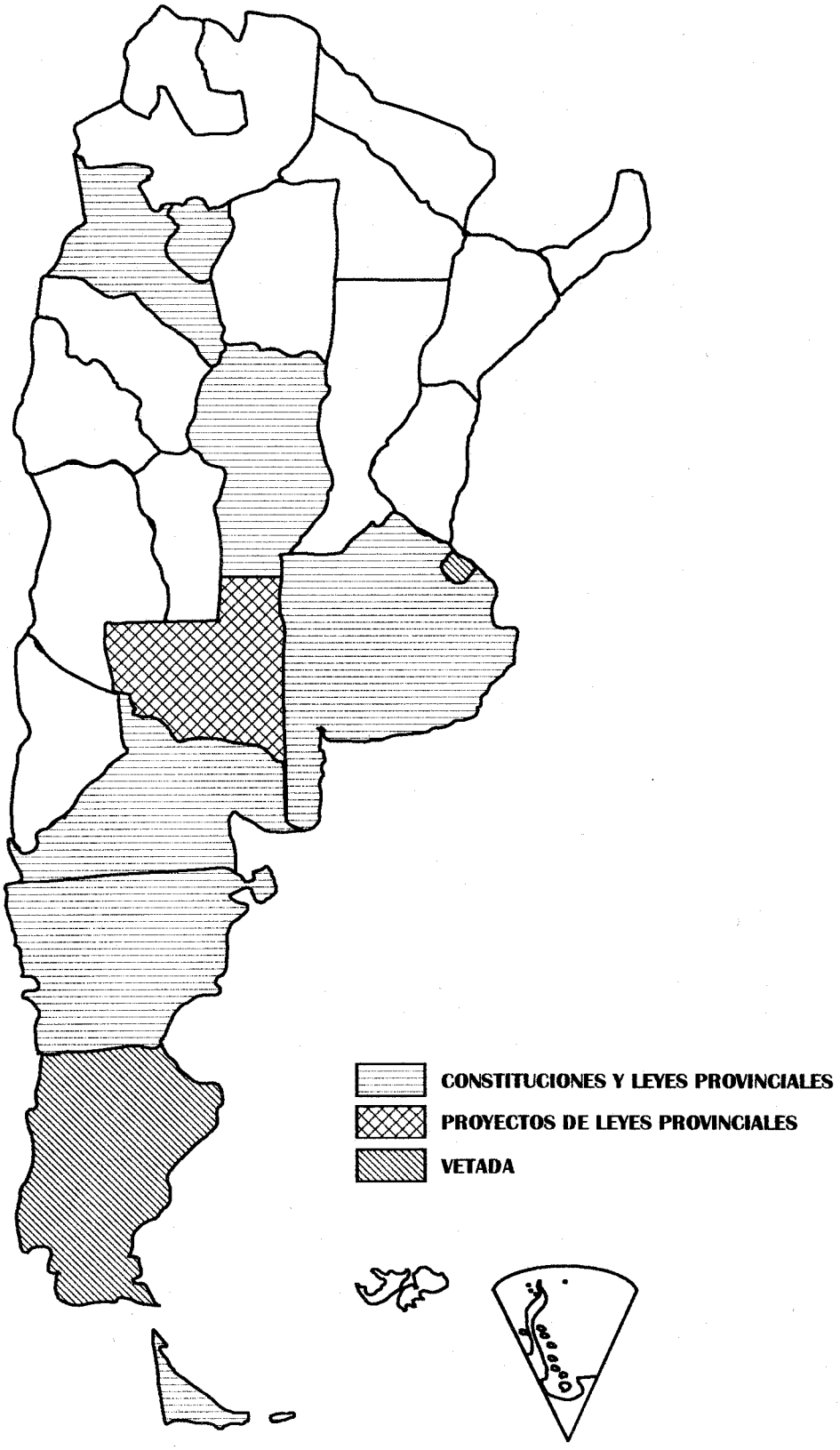


GRAFICO Nº 8

PROHIBEN REALIZACIONES DE PRUEBAS NUCLEARES

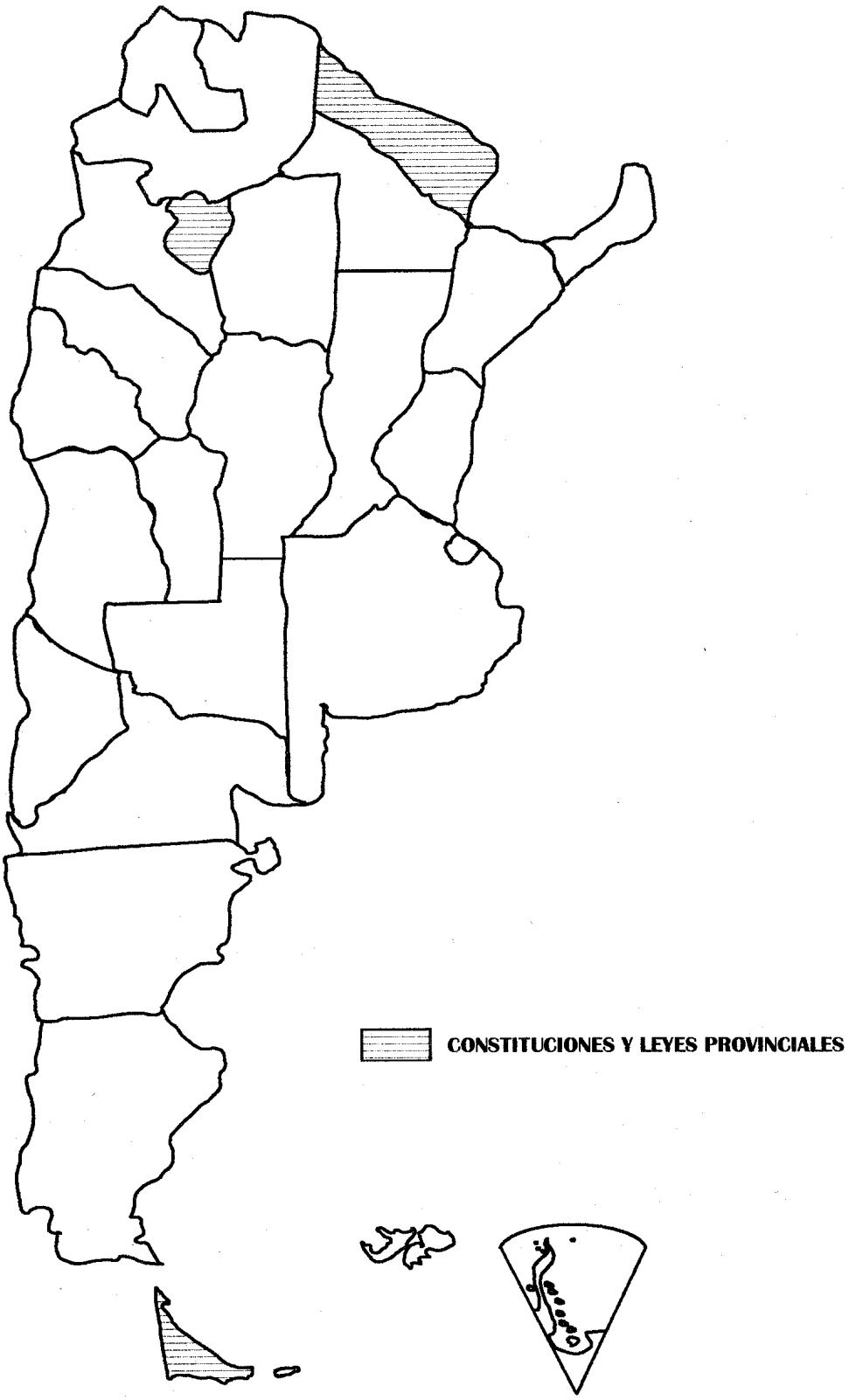
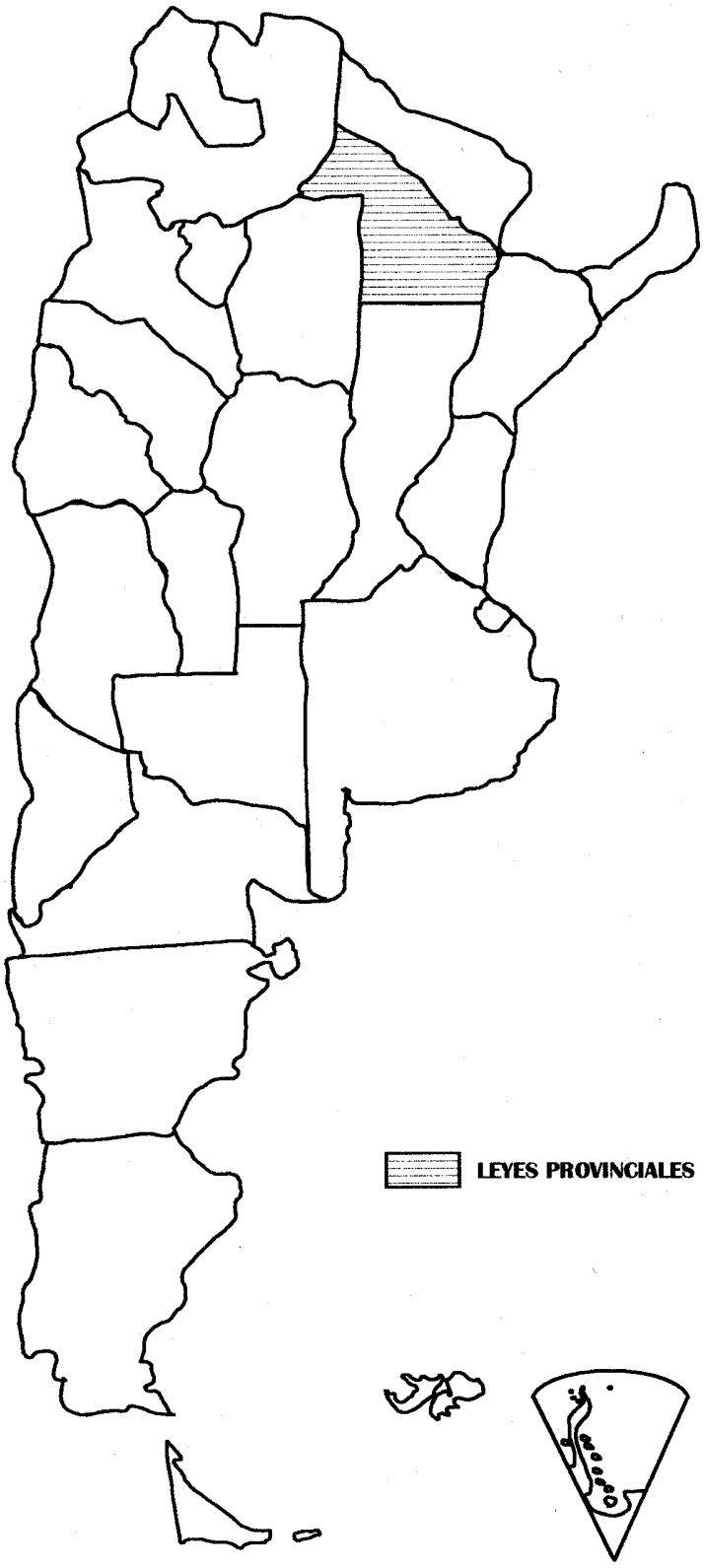


GRAFICO Nº 9

PROHIBEN INVESTIGACION Y DESARROLLO EN EL AREA NUCLEAR



A N E X O I

CONSTITUCIONES,
LEYES Y
ORDENANZAS
NO NUCLEARES

CONSTITUCIONES PROVINCIALES

BUENOS AIRES
(Artículo 28)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 13/09/94

Prohibe el ingreso en el territorio provincial de residuos radiactivos.

CHUBUT
(Artículo 110)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 11/10/94

Prohibe la introducción, el transporte y el depósito de residuos de origen extraprovincial radiactivos.

FORMOSA
(Artículo 38)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 03/04/91

Prohibe la realización de pruebas nucleares, y el almacenamiento de uranio o cualquier otro mineral radiactivo y de sus desechos, salvo los utilizados en investigación, salud y los relacionados con el desarrollo industrial.

LA PAMPA
(Artículo 18)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 06/10/94

Declara que la Provincia de La Pampa es “Zona No Nuclear”.

SANTA CRUZ
(Artículo 73)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 28/09/94

Prohibe el ingreso al territorio provincial de residuos radiactivos.

TIERRA DEL FUEGO
(Artículo 56)

SANCIONADA Y PROMULGADA: 17/05/91

Queda prohibido en la provincia:

- La realización de ensayos o experiencias nucleares de cualquier índole con fines bélicos.

- La generación de energía a partir de fuentes nucleares.

- La introducción de depósitos de residuos nucleares.

LEYES “NO NUCLEARES”

CATAMARCA

(LEY Artículo 2º)

Prohibe en la Provincia de Catamarca la introducción y depósito de residuos de origen nuclear.

CORDOBA

(LEY 8509)
(vetada)

SANCIONADA: 31/10/1995

Prohibe en el territorio de la Provincia, la construcción y operación de repositorios nucleares para el almacenamiento transitorio y definitivo de residuos radiactivos de alta, media y baja actividad.

Queda igualmente prohibida la tenencia y manipulación de residuos radiactivos de alto, medio y bajo nivel de actividad, cualquiera sea el sistema que los aisle del ambiente.

Constituyen excepciones a lo dispuesto:

a) Los residuos radiactivos de bajo nivel de actividad de uso médico en tanto tengan su origen en actividades desarrolladas dentro de la Provincia, cuya tenencia sólo sea temporaria.

b) Los elementos de combustible nuclear agotado contenidos en los piletones o piscinas de enfriamiento y silos o cofres secos de las centrales nucleares de potencia. El operador de esos elementos deberá asegurar su aislamiento y mantenimiento estanco “in situ” por tiempo indeterminado.

c) Los residuos radiactivos no combustibles de bajo y medio nivel de actividad producto del funcionamiento de la central de potencia, los cuales deberán ser igualmente aislados y mantenidos en la propia central por el operador hasta su total decaimiento.

d) Los residuos radiactivos de bajo nivel de las minas de uranio y de las plantas de producción de dióxido de uranio, los cuales deberán ser aislados y mantenidos estancos en la propia mina y/o planta hasta su total decaimiento.

Prohibe el tránsito por cualquier medio de transporte de residuos radiactivos de alto, medio y bajo nivel de actividad, en el territorio provincial.

Constituyen excepciones a lo dispuesto:

a) Los elementos combustibles destinados a alimentar las centrales nucleares de potencia y experimentales.
b) Los radioisótopos de uso médico específicamente producidos para ese fin.
c) Los residuos radiactivos de bajo nivel de actividad generados por el uso de radioisótopos en medicina, industria e investigación, en tanto dicho uso se concrete dentro de la Provincia.
d) Los residuos radiactivos de bajo nivel de actividad producidos por los reactores de experimentación de potencia cero, en tanto dicho tráfico y transporte asegure su localización definitiva en las instalaciones nucleares de potencia más próximas.
e) El eventual traslado del combustible nuclear agotado de los reactores de potencia, si así lo determinara el organismo nacional competente de acuerdo a las normas internacionales vigentes para su localización definitiva, una vez finalizada la vida útil de la central nuclear.

Prohíbese la introducción al territorio provincial desde otras provincias, de residuos radiactivos de alto, medio y bajo nivel de actividad.

CORRIENTES

(LEY 4.207 - Artículo 1)

SANCION: 07/07/1988
PROMULGACION:01/07/1988
PUBLICACION:30/08/88

Prohibe instalar usinas nucleares.

CHACO

(LEY 3.902)

PROMULGACION: 10/08/93
(DECRETO Nº 1137/93)

Declara al territorio de la provincia del Chaco “Zona No Nuclear”.
Prohibe en el territorio de la provincia del Chaco la prospección, extracción circulación, procesamiento, almacenamiento o depósito de uranio o cualquier mineral radiactivo y de cualquier material susceptible de ser utilizado en el ciclo nuclear y de sus desechos radiactivos.
Prohibe en el territorio de la provincia todo tipo de instalación destinada a la investigación, desarrollo o utilización de la energía nuclear excepto el uso en medicina nuclear y monitoreo en áreas agropecuarias.

ENTRE RIOS

(LEY 8.785 - Artículos 3 y 4))

SANCION: 02/12/1993
PROMULGACION:29/12/1993
PUBLICACION:25/01/94

Prohibe la instalación de Usinas Nucleares y laboratorios de producción de plutonio, hasta que la ONU, la OEA y una comisión Ad-hoc creada por la legislatura aseguren la total inocuidad para el hombre y el medio ambiente de los procesos, residuos y repositorios de materiales nucleares involucrados.

FORMOSA

(LEY 1.060 - Artículo 13)

SANCION: 28/10/1993
PROMULGACION:26/11/1993
PUBLICACION:29/12/93

Queda prohibida la realización de pruebas nucleares; la utilización y almacenamiento de sustancias radiactivas y de sus desechos.

RIO NEGRO

(LEY 2.472 - Artículos 1, 2 y 3)

SANCION: 27/12/1991
PROMULGACION:08/01/1992
(Aplicación Art.144, C.Provincial)
PUBLICACION:24/02/92

Prohibición del ingreso de transporte, transbordo, traslado o almacenamiento en el territorio provincial de residuos radiactivos en el territorio de Río Negro y su mar jurisdiccional.
Prohibe la instalación en territorio de la Provincia de Río Negro y/o las doscientas (200) millas de su mar jurisdiccional de repositorios de desechos radiactivos.
El traslado en tránsito por el territorio provincial de residuos radiactivos propios o de otras jurisdicciones provinciales del país, estará sujeto a convenio de autorización.
En caso de que se dispusiera la construcción o radicación en provincias limítrofes de repositorios de residuos radiactivos, la provincia de Río Negro accionará en defensa de su patrimonio ambiental conforme surja de la voluntad popular.

SAN LUIS

(LEY 4.958 - Artículos 1, 2, 3, 3, 4, 5, 6 y 7)

SANCION: 22/07/1992
PROMULGACION:14/08/1992
PUBLICACION:24/08/92

Declárese al territorio de la provincia de San Luis Zona “No Nuclear”.
Prohibe en el territorio de la provincia el transporte, manipulación o depósito de residuos nucleares quemados, cualquiera sea la forma en que se presenten.
Será reglamentado el tránsito por el territorio provincial de residuos nucleares producidos en Argentina generados por fuentes de utilización aplicados a fines pacíficos para beneficio nacional y provincial.
Prohibe en San Luis la instalación de repositorios de residuos nucleares con destino a terceros países o estados.
Para el depósito de sus propios residuos la provincia acordará con sus provincia vecinas y el Gobierno Nacional el mejor modo y lugar de depósito.

SANTA CRUZ

(LEY 2.155 - Artículo 1 y 2)
(vetada)

Prohibe instalar Centrales Nucleares, depósitos transitorios o permanentes de residuos radiactivos, plantas o establecimiento de cualquier tipo que elaboren o utilicen durante el proceso de producción elemental que pudieren producir contaminación radiactiva.
Prohibe dentro del territorio de la Provincia de Santa Cruz la circulación o transporte por cualquier medio de residuos radiactivos provenientes de combustible nuclear de centrales nucleares o de plantas de reprocesamiento.

SANTA FE

(LEY 10.753 - Artículos 1 y 2)

SANCION: 28/11/1991
PROMULGACION:26/12/1991
(Aplicación Art.57, C.Provincial)
PUBLICACION:16/01/92

Prohibe en el ámbito de la provincia de Santa Fe, la instalación de plantas y/o depósitos nucleares transitorios o permanentes. Prohibe el transporte de desechos atómicos por cualquier medio, a través del territorio de la provincia.

TIERRA DEL FUEGO

(LEY 105 - Artículo 3)

SANCION: 26/10/1993
PROMULGACION:08/11/1993
PUBLICACION:15/11/93

Prohibe la importación, introducción y transporte de residuos de origen nuclear provenientes de otros países al territorio provincial y sus espacios aéreos y marítimos.

TUCUMAN

(LEY 6.253 - Artículo 47)

SANCION: 16/09/1991
PROMULGACION:16/09/1991
PUBLICACION:15/10/91

Prohibe realizar ensayos o experimentos nucleares con fines bélicos.
Prohibe generar energía a partir de fuentes nucleares hasta que la Comunidad Internacional no haya resuelto el tratamiento adecuado de los residuos nucleares.
Prohibe introducir residuos nucleares.

ORDENANZAS ZONA “NO NUCLEAR”

PROVINCIA	MUNICIPIO	ORDENANZA
CAPITAL FEDERAL	Ciudad de Buenos Aires	Ordenanza 46847/93 (*)
BUENOS AIRES	Almirante Brown	Ordenanza 5361/88 (bis)
	Bahía Blanca	(**)
	Balcarce	Ordenanza 183/90
	Berazategui	Ordenanza 1832/89
	Carmen de Patagones	Ordenanza 624/91
	Florencio Varela	Ordenanza 3372/94
	General Alvarado Partido de Miramar	Ordenanza 208/93
	La Plata	Ordenanza 7966/92
	Morón	Ordenanza 13992/94 Decreto 93/95
	Partido de General Paz	Ordenanza 27/92
	Pilar	Ordenanza 94/92
CHACO	La Clotilde	Resolución 024/95
CHUBUT	Cholila	Ordenanza 09/90
	Corcovado	Ordenanza 19/95
	El Hoyo	Ordenanza 27/84
	El Maitén	Ordenanza 007/85
	Epuyén	Ordenanza 2/88
	Esquel	Ordenanza 175/90
	Gaiman	Ordenanza 319/92
	Gan-Gan	(**)
	Puerto Madryn	Resolución 120/HCD/89
	Trelew	Ordenanza 3731/91
	Trevelín	Ordenanza 25/90

(*) Vetada
(**) Información periodística. Las notas solicitando información a estas comunas no han sido contestadas a la fecha

PROVINCIA	MUNICIPIO	ORDENANZA
CORDOBA	Agua de Oro	Ordenanza 462/94
	Alta Gracia	Ordenanza 2665/93
	Capilla del Monte	Ordenanza 626/87
	Colonia Caroya	Ordenanza 714/93
	Falda del Carmen	(**)
	Hernando	Ordenanza 253/94
	Jesús María	Ordenanza 1557/94
	La Calera	Ordenanza 065/94
	La Cumbre	Ordenanza 19/93
	La Falda	Ordenanza 850/93
	La Granja	Ordenanza 181/93
	La Paz	Ordenanza 27/92
	Los Cocos	Ordenanza 357/92
	Los Hornillos	Resolución 1895/95
	Mina Clavero	Ordenanza 429/92
	Nono	Ordenanza 025/92
	Río Ceballos	Ordenanza 743/93
	Río Cuarto	Ordenanza 497/93
	Río Segundo	Ordenanza 377/91
	San Javier y Yacanto	Ordenanza 36/92
	San José	Ordenanza 159/92
	San Marcos Sierras	Ordenanza 186/88
	San Pedro	(**)
	Sinsacate	Ordenanza 151/94
	Villa Cura Brochero	Ordenanza 83-12/92
	Villa De Las Rosas	Ordenanza 316/92
	Villa Dolores	Ordenanza 797/92
	Villa Giardino	Ordenanza 80/89
	Villa María	Ordenanza 3118/92
	Villa Nueva	Ordenanza 65/92
	Villa Sarmiento	Ordenanza 312/92
ENTRE RIOS	Paraná	Ordenanza 7705/95
LA PAMPA	General Pico	(**)
	Santa Rosa	Ordenanza 1333/93
MISIONES	El Dorado	Ordenanza 81/94

(*) Vetada
(**) Información periodística. Las notas solicitando información a estas comunas no han sido contestadas a la fecha

PROVINCIA	MUNICIPIO	ORDENANZA
NEUQUEN	Añelo	Proyecto de Ordenanza en estudio
	Centenario	Ordenanza 670/91
	Plottier	Ordenanza 769/91
	San Martín de los Andes	Ordenanza 512/90
	Villa La Angostura	Ordenanza 670/91
RIO NEGRO	Choele-Choel	Ordenanza 064/91
	Cinco Saltos	Declaración 006/90 Ordenanza 64/91
	Contralmirante Cordero	Ordenanza 038/91
	Coronel Belisle	(**)
	El Bolsón	Ordenanza 069/84
	General Conesa	Ordenanza 1084/91
	General Roca	Ordenanza 1330/91
	Ing.Jacobaci	Declaración 18/93
	Ñorquinco	Ordenanza 09/88
	San Antonio Oeste	Ordenanza 189/91
	Sierra Grande	Ordenanza 093/91
	Valcheta	Carta Orgánica 08/02/91
	Viedma	Ordenanza 2702/91
	Villa Regina	Ordenanza 64/84
SANTA CRUZ	Los Antiguos	Ordenanza 395/92
SANTA FE	Santa Fe (Capital)	Ordenanza 9047/88
	Rosario	Ordenanza 5.039/90
TUCUMÁN	San Miguel de Tucumán	Ordenanza (*) vetada mediante Decreto 998/95

(*) Vetada
(**) Información periodística. Las notas solicitando información a estas comunas no han sido contestadas a la fecha

A N E X O II

PROYECTOS DE

LEYES PROVINCIALES

“NO NUCLEARES”

BUENOS AIRES

Proyecto de Ley
"E" 245/92-93

Propone crear la Comisión de Control de la Actividad Nuclear, cuyas funciones específicas serán:

a) Controlar todas las actividades nucleares oficiales y privadas que se efectúen en el territorio de la Provincia de Buenos Aires.
b) Proponer a los Poderes Ejecutivo, Legislativo y Judicial la adopción de previsiones necesarias para la defensa de las personas y los ecosistemas contra los efectos de la radioactividad.

Propone como atribuciones de la Comisión de Control de la Actividad Nuclear, entre otras:

a) Fiscalizar todo lo concerniente a la autorización y control en todo el territorio de la Provincia de Buenos Aires de las actividades en lo relativo a la producción y explotación de los materiales y combustibles nucleares, sustancias radiactivas y radiaciones ionizantes, el montaje y operación relacionado con la actividad nuclear, plantas productoras de electricidad mediante energía nuclear y todo dispositivo que utilice esta forma de energía.
b) Controlar el almacenamiento de residuos radiactivos y fiscalizar todo proyecto o gestión de residuos radiactivos de baja, media y alta actividad.
c) Fiscalizar la protección médica radiosanitaria para personas expuestas (por motivos ocupacionales o accidentales) a las radiaciones ionizantes.
d) Fiscalizar, establecer y actualizar un registro de materiales radiactivos como subproductos de la explotación de las centrales nucleares.
e) Fiscalizar las salvaguardias de los materiales nucleares, instalaciones y equipos.
f) Analizar la seguridad de las instalaciones nucleares, incluyendo las garantías aplicadas a las mismas.
g) Fiscalizar el otorgamiento y operación de las instalaciones nucleares; fiscalizar la preparación y evaluar los criterios, normas, códigos, guías y reglamentos de diseño, construcción, operación, mantenimiento y cierre de instalaciones nucleares, en lo que hace a su seguridad y confiabilidad.
h) Fiscalizar el cumplimiento de las convenciones internacionales concernientes a la indemnización a terceros en caso de accidentes.
i) Fiscalizar las normas y condiciones del transporte y almacenamiento de combustibles nucleares, materiales fisionables especiales y otros materiales nucleares.

CATAMARCA

(*)

Proyecto de Ley: Pablo Sánchez (Feb/ 1993)

Propone la regulación y el control estatal de los movimientos de desechos peligrosos y nucleares y su eliminación.

LA PAMPA

Proyecto de Ley del Diputado
Juan Aurelio ISEQUILLA (PJ) (16 de Agosto/95)

Prohibe la introducción, tráfico, transporte y uso de sustancias radiactivas en todo el territorio pampeano, como asimismo la instalación de centrales nucleares y la construcción y operación de basureros nucleares destinados al almacenamiento de sustancias radiactivas.

MENDOZA

(*)

Proyecto del 27/09/90
Dip. Huberto Ponce

Prohibe la construcción de depósitos de residuos nucleares en toda la provincia.

SANTIAGO DEL ESTERO

(*)

Proyecto del 17/02/93
Dip: Eduardo Abalovich, Ricardo Daives, Luis Gómez y Alberto Dib.

Prohibe la construcción y operación de basureros nucleares.
Regula y limita la tenencia, manipulación y transporte de material radiactivo.

RIO NEGRO

(Artículos 4, 7, 9,10 y 11)

MEDIA SANCION: Julio/1995

Prohibe la instalación en el territorio provincial de nuevas centrales nucleares de generación eléctrica o de reactores atómicos, cualquiera sea su tipo o destino (Art. 7).
Todo traslado o transporte de sustancias radiactivas que se efectúe en el territorio provincial deberá ser informado con no menos de 15 días de anterioridad a su realización (Art. 4).
Todos los productos, materiales, sustancias, insumos o alimentos, destinados al uso o consumo que hayan sido irradiados deberán tener un rótulo que indique dosis de radiación, fuente empleada y demás características inherentes a los efectos directos o indirectos que puedan tener (Art. 9).
Los responsables de las instalaciones nucleares están obligados a alertar e informar sobre los peligros potenciales que éstas implican para la salud humana y el medio ambiente, no sólo a su personal, sino también a quienes tengan acceso periódico o circunstancial a la instalación y a quienes habitasen sus inmediaciones y en la localidad (Art. 10).
Para ese fin deberán señalizar su perímetro de manera visible y notoria con leyendas de advertencia.
Los pacientes que deban someterse a irradiación con sustancias radiactivas en establecimientos de medicina nuclear, los responsables de los mismos y profesionales intervinientes están obligados a informarles previamente sobre los potenciales riesgos del tratamiento a recibir, tras lo cual requerirán, de los mismos o sus representantes legales, autorización firmada y acta que testimonie el cumplimiento de esta disposición (Art. 11).

(*) Fuente Información Periodística

A Level III PSA for the Inherently Safe CAREM-25 Nuclear Power Station

Barón, J.H.; Núñez, J. and Rivera, S.

Presentado en: International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM-III, Creta, Grecia, junio, 1996

A LEVEL III PSA FOR THE INHERENTLY SAFE CAREM-25 NUCLEAR POWER STATION[1]

Barón, J.H. (*)(**); Núñez, J.(**) and Rivera, S.(**)

(*) National Board of Nuclear Regulation
(**) C.E.D.I.A.C., Engineering Faculty Cuyo National University, Mendoza

Argentina

ABSTRACT

A Level III PSA has been performed for the inherently safe CAREM-25 nuclear power station, as a requirement for licensing according to argentinian regulations.

The CAREM-25 project is still at a detailed design stage, therefore only internal events have been considered, and a representative site has been assumed for dose estimations.

Several conservative hypothesis have been formulated, but even so an overall core melt frequency of $2.3E^{-5}$ per reactor year has been obtained. The risk estimations comply with the regulations.

The risk values obtained are compared to the 700MW(e) nuclear power plant Atucha II PSA result, showing an effective risk reduction not only in the severe accident probability but also in the consequence component of the risk estimation.

1 Introduction

Argentinian regulations [1] impose the ellaboration of a level III PSA as a requirement for nuclear power plant licensing. Both the annual probabilities and the radiological consequences on the public must be assessed and the resulting representative sequences must satisfy the acceptance criterion indicated in figure 1, as the thick line. Any point above the line is unacceptable and requires further developement to reduce the probability, the consequence, or both.

2 The CAREM-25 Project

The inherently safe CAREM-25 Nuclear Power Plant is a low power (25MWe) integrated reactor concept, designed for electricity production in remote areas, and therefore, designed to operate independently of external power supplies.

It has a PWR-like design with twelve once-through steam generators inside a pressure vessel. The top of the pressure vessel constitutes the presurizer, and the primary coolant circulates by natural circulation from the core (at bottom) through a chimney to the upper part, then downwards through the steam generators. This natural circulation concept avoids the use of pumps and large diameter pipes. The only penetrations through the pressure vessel are for the secondary system and for safety and instrumentation purposes (small diameter pipes).

The core is enriched uranium (4%) and operates in the epithermal range to provide large reactivity coefficients for easy operation. It has burnable poison (gadolinium) and a relatively low power density.

[1] Work sponsored by Invap S.E.

The safety functions make full use of inherently safe processes and they do not need any electric supply. The plant has two shutdown systems (gravity-driven hydraulic rods and boron injection by natural convection), a two-stage emergency injection system (providing a massive reflooding and a flow-controlled injection), a passive two-phase primary cooling system, and a pressure-suppresion steel containment that can evacuate accident heat to the external air by natural convection. At least two redundant systems are provided for each safety function.

At present, the CAREM-25 project is in the detailed design stage, and several experimental facilities are set up to demonstrate the basic operating principles, including a full size critical facility.

3 PSA Procedure

A classic PSA procedure has been used, with special provisions to consider the peculiarities of the CAREM design.

The data for component failures was obtained from IAEA [2]. For human behavior, models and data from [3] were used.

3.1 Initiating Events Definition and Selection

As the CAREM-25 NPP has a unique design, a specific three-step procedure was developed to obtain a list of initiating events. This procedure starts with the identificaton of all the radiation sources at the plant and what are the barriers that separate them from the public. The second step identifies the possible mechanisms for the failure of these barriers, in order to obtain an extense list of initiating events. The third step is a simplification process, based on common attributes, to obtain a manageable group of initiating events to be developed in event trees.
As long as a definite site does not exist at the moment, only internal initiating events were considered.

3.2 Event Trees and Fault Trees

Each initiating event was developed into an event tree, and fault trees were built for each of the safety systems or actions postulated. Special consideration was made for the actuation of the safety systems during power loss, as long as no signal processing is needed in that case.

The fault trees and event trees were programed and solved with PSAPack [4].

One of the quantification results is that the signal failure (which is based in a software voting logic) is dominant for all the safety systems, as their design is very simple and redundancy is provided. For the software, a failure probability of E-3 per year has been assumed.

The representative sequencies were grouped into plant damage states, with common attributes.

3.3 Containment Response

A full revision of containment failure modes was performed, and their possibility for the particular CAREM design was examined in detail. After qualitative estimation, expert opinion was used to quantify each containment failure mode for each plant damage state, according to [5].

Containment event trees were developed and quantified, and combinations of plant damage states - containmet failure mode were groped into eight release cathegories, from which six correspond to core melt sequences.

3.4 Source Term and Dose Estimation

The initial radiactive inventory of the core was obtained with the ORIGEN code. Then, for each release cathegory, the release fraction was obtained by analogy with other PSA studies [6],[7]. This is very

conservative, as no credit is taken for any of the CAREM-25 peculiarities that effectively will mitigate the releases (i.e., low power density, large water mass in the vessel, etc.).

With these releases, dose estimations on a critical group located two kilometers from the plant were obtained, considering cloud immersion, inhalation (for lungs and thyroid) and ground exposure, with no provision for countermeasures. The atmospheric parameters of the Atucha site were used. On this basis, a comparison to Atucha II results [8] is meaningful.

4 PSA Results

The results obtained provide an overall core melt frequency of 2.3E-5 per reactor year, from which 62% correspond to the blackout scenario, 37% to LOCA scenarios, and less than 1% for other transients and reactivity accidents. The high contribution from the blackout scenario comes from the fact that no credit is taken for any recovery action, and a yearly probability of 1 is assumed for loss of external power, which is assumed to produce a total blackout.

On a system bases, the passive long-term cooling system failure is responsible for 70% of the overall core melt frequency, while 29% correspond to safety injection failures and less than 1% for shutdown system failures. The contribution of the software signal processing system is dominant in all the sequences except blackout.

Regarding risk estimations, the results for the six release cathegories (CL) involving core melt, are presented in figure 1. For each CL six different estimations are provided, which correspond to the six atmospheric condicions (a...f) from the Pasquill-Gifford dispersion model.

It is observed that all the estimations lay well below the acceptability level, both on probability and consequence. The release cathegory in the upper left (CL6) corresponds to the blackout scenario with late containment failure, and it is expected to be substantially reduced in their probability if more realistic hyphothesis are used in its calculation.

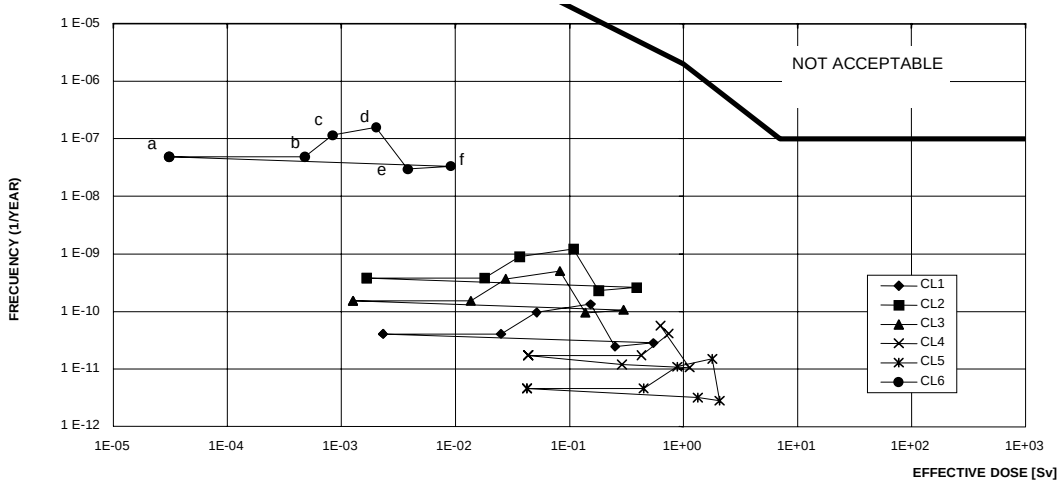


Figure 1. Risk estimations and acceptability for CAREM-25

5 Comparison to Atucha II PSA Results

A comparison was performed of the results obtained, with the results presented in [8] for Atucha II. In order to make them comparable, the probability for the CAREM-25 estimations were mutiplied by 28, which gives an overall power of 700 MWe that is consistent with the Atucha II power. The results are plotted in figure 2. Thick lines correspond to Atucha II [8], and thin lines to 28 CAREM-25 stations.

From the 28 CAREMs group, the upper left release cathegory may be substantially reduced in this case, as it correspond to a blackout scenario with no recovery possible, and this will not be the case if several CAREM plants are installed at the same location. From the probability point of view, it must be noted that the use of inherently safe systems provide for a significant reduction in the yearly probability of severe accidents, ranging from one to two orders of magnitud.

From the consequence point of view, the reduction is even more drastic, ranging from one to three orders of magnitude, for the same energy output. This is due to the reduced power of each CAREM unit, which makes the consequences of any single severe accident much reduced. This fact is particularly important because in the CAREM case, the maximum expected doses are of about 1 Sv, and therefore the appearence of early fatalities is almost precluded.

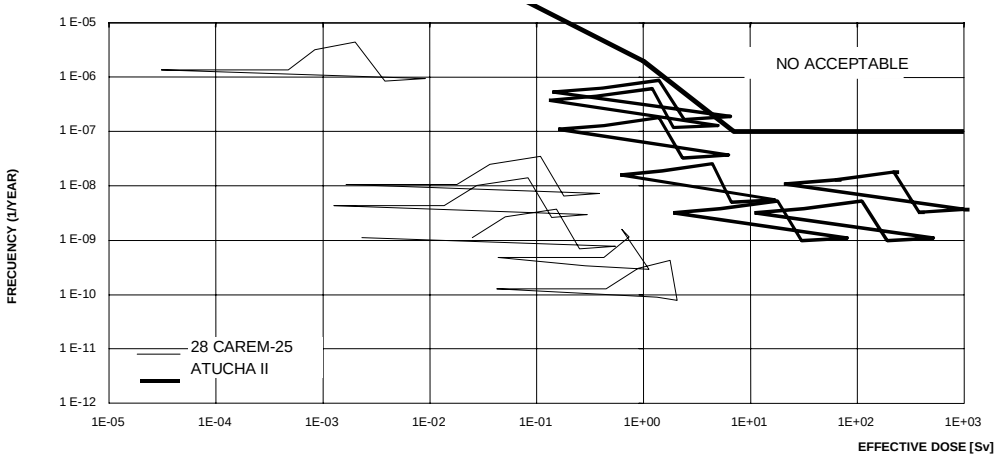


Figure 2. Risk estimation comparisons among Atucha II and 28 CAREM-25 NPPs

6 Conclusions

References

1. Ente Nacional Regulador Nuclear. Norma Básica de Seguridad Radiológica AR10.1.1. rev.1, Buenos Aires, 1995.

1. IAEA-TECDOC-478. Component Reliability Data for use in Probabilistic Safety Assessment, Vienna, 1988.

2. NUREG/CR-1278. Handbook on Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plants Applications, Sandia National Laboratory, 1983.

3. Bojiadiev, A., Vallerga, H. PSAPack v4.2 computer program. IAEA, Vienna, 1993.

4. NUREG/CR-4551. Evaluation of Severe Accident Risks, 1990.

5. NUREG-75/014 (Wash-1400). Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Plants, 1975.

6. German Risk Study - Main Report. EPRI translation EPRI NP-1804-SR. 1981.

7. CNEA. Preliminary Safety Analysis Report - NPP Atucha II. Appendix B, 1981.

On the Convergence of Relap5 Calculations in a Single-Phase, Natural Circulation Test Problem

Ferreri, J.C.; Ambrosini, W. And D´Auria, F.

Publicado como PI-1/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

ON THE CONVERGENCE OF RELAP5 CALCULATIONS IN A SINGLE - PHASE, NATURAL CIRCULATION TEST PROBLEM

Juan C. Ferreri*[1], Walter Ambrosini** and Francesco D'Auria**

* Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

** Dipartimento Constr. Meccaniche e Nucleari,
Universita di Pisa, Via Diotisalvi 2, Pisa, Italia

RESUMEN

Los resultados teóricos dados por Pierre Welander [1] son usados para verificar la capacidad de la serie de códigos RELAP5 para predecir inestabilidades en flujos monofásicos. Esos resultados están relacionados con la convección natural en un circuito formado por dos tubos paralelos adiabáticos con un sumidero de calor puntual en su parte superior y una fuente de calor también puntual en su parte inferior. En [1] se definió una curva de estabilidad para flujo laminar, la que fue extendida para considerar flujo turbulento. A partir de una selección adecuada de la relación de la fuerza total de flotación en el circuito con respecto a la resistencia al flujo por la fricción en el mismo, el flujo puede mostrar inestabilidades. La solución fue útil para probar dos propiedades numéricas básicas del código RELAP5, a saber: a) la convergencia al flujo del estado estacionario utilizando una aproximación a parámetros concentrados para la fuente y el sumidero de calor y b) el efecto de la nodalización para la amortiguación numérica de las inestabilidades. Se demostró que, utilizando un solo volumen para concentrar la fuente y el sumidero, no era posible alcanzar la convergencia al valor de flujo del estado estacionario. Esto cuando se disminuía la longitud (calentada) y el coeficiente de transferencia de calor era aumentado (disminuido) para mantener constante el calor transferido al (extraído del) fluido. Se presenta una justificación algebraica de estos resultados. Con referencia al efecto de la nodalización sobre la amortiguación de las inestabilidades, se mostró que discretizaciones "razonablemente finas" llevaban a la amortiguación. Sin embargo, la búsqueda de convergencia de los resultados numéricos a los teóricos dio resultados exitosos, mostrando el comportamiento caótico esperado. Esta búsqueda llevó a nodalizaciones muy refinadas. Los resultados obtenidos fueron verificados mediante el uso de códigos simples *ad hoc*.

ABSTRACT

The theoretical results given by Pierre Welander [1] are used to test the capability of the RELAP5 series of codes to predict instabilities in single phase flow. These results are related to the natural circulation in a loop formed by two parallel adiabatic tubes with a point heat sink at the top and a point heat source at the bottom. A stability curve [1] may be defined for laminar flow and was extended to consider turbulent flow. By a suitable selection of the ratio of the total buoyancy force in the loop to the friction resistance the flow may show instabilities. The solution was useful to test two basic numerical properties of the RELAP5 code, namely: a) convergence to steady state flow-rate using a lumped parameter approximation to both the heat source and sink and, b) the effect of nodalization to numerically damp the instabilities. It was shown that, using a single volume to lump the heat source and sink, it was not possible to reach convergence to steady state flow rate when the heated (cooled) length was diminished and the heat transfer coefficient increased to keep constant the total heat transferred to (and removed from) the fluid. An algebraic justification of these results is presented. Concerning the effect of nodalization on the damping of instabilities, it was shown that "reasonably fine" discretizations lead to damping. However, the search for convergence of numerical and theoretical results was successful, showing the expected nearly chaotic behaviour. This search lead to very refined nodalizations. The results obtained have also been verified by the use of simple, *ad hoc* codes.

1 Member of CONICET, Argentina

Anais X ENFIR - Águas de Lindóia, SP, Brasil, pp. 303-307, 1995

ON THE CONVERGENCE OF RELAP5 CALCULATIONS IN A SINGLE - PHASE, NATURAL CIRCULATION TEST PROBLEM

Juan C. Ferreri*, Walter Ambrosini** and Francesco D'Auria**

* Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina
and CONICET, Argentina

** Dipartimento Constr. Meccaniche e Nucleari,
Universita di Pisa, Via Diotisalvi 2, Pisa, Italia

ABSTRACT

The theoretical results given by Pierre Welander [1] are used to test the capability of the RELAP5 series of codes to predict instabilities in single phase flow. These results are related to the natural circulation in a loop formed by two parallel adiabatic tubes with a point heat sink at the top and a point heat source at the bottom. A stability curve [1] may be defined for laminar flow and was extended to consider turbulent flow. By a suitable selection of the ratio of the total buoyancy force in the loop to the friction resistance the flow may show instabilities. The solution was useful to test two basic numerical properties of the RELAP5 code, namely: a) convergence to steady state flow-rate using a lumped parameter approximation to both the heat source and sink and, b) the effect of nodalization to numerically damp the instabilities. It was shown that, using a single volume to lump the heat source and sink, it was not possible to reach convergence to steady state flow rate when the heated (cooled) length was diminished and the heat transfer coefficient increased to keep constant the total heat transferred to (and removed from) the fluid. An algebraic justification of these results is presented. Concerning the effect of nodalization on the damping of instabilities, it was shown that "reasonably fine" discretizations lead to damping. However, the search for convergence of numerical and theoretical results was successful, showing the expected nearly chaotic behaviour. This search lead to very refined nodalizations. The results obtained have also been verified by the use of simple, ad hoc codes.

INTRODUCTION

The assessment of best estimate, nuclear safety codes is a very important stage in their development, including several steps. These steps are embedded in some accepted procedures like the USNRC CSAU [2] or the UP UMAE [3] methodologies. Both specify the verification of the influence of the numerical methods implemented in such codes on the results obtained as a part of the applicability step. Then, defining suitable analytic tests and using them to set the conditions to satisfy in order to get meaningful results, is an important part of the verification stage. The interest of the present work deals with the RELAP5 [4] series of codes. Despite its restrictions, the problem of natural circulation in single-phase flows is quite common in many situations of interest in the nuclear industry. The removal of decay heat in intact loops after pump shutdown is only one example of the possible scenarios. In this paper the results of Welander [1] are revisited. These results deal with the natural circulation in a very simple situation, namely: flow driven by buoyancy in a loop constructed with parallel, adiabatic, vertical tubes. The loop has a point heat source in its bottom and a point heat sink in its top. The mode of heat transfer is such that the product of the heat transfer coefficient in the heated length by the heated length is kept constant when the heated length tends to zero. This defines the heating rate. The same concept is applied in the heat sink. In this way, the physically finite heat source (sink) becomes a point. Welander [1] performed his analysis only for laminar flow. However, his results may be generalised to consider turbulent flow. Chen [5], among many other authors, performed such analysis for a more general loop

considering heated (cooled) horizontal tubes of finite length. In this paper the analysis in [1] is generalised in order to keep strictly the same hypotheses of the original derivation. The results of such analysis are applied to verify whether or not the RELAP5 results converge when the lengths of the source and sink are varied accordingly to the above mentioned criterion. Then, an unstable flow condition is defined to check the effect of the nodalization on the appearance of oscillations. In this way it is possible to define the limits of applicability of a coarse nodalization. It is important to point out from the very beginning that it is possible to get convergence of the predicted results to the expected oscillatory analytical results. However, a more detailed nodalization than the usually accepted for stable flows must be used.

In what follows the geometry of the loop and the equations that specify the theoretical problem are briefly discussed. They include their generalisation to consider turbulent flow and the analysis of the lumped parameter approximation for the point heat source and sink. The theoretical implications of the latter, from the numerical point of view, are discussed. Then, results obtained using the RELAP5/MOD3 and MOD2 are presented, confirming the theoretical hypotheses. The discussion of the results and the conclusions close the paper.

THEORETICAL ANALYSIS

Fig. 1 shows the geometry of this simple hydraulic system, adapted from [1]. It is a schematic representation of the loop, appropriate for its discretization following the RELAP5 code specifications. The vertical legs are adiabatic, smooth, circular tubes of length L/2 and diameter D. The length of both the heat source and the heat sink is S. The cross section of the tubes is A. When S tends to zero, the heat transfer from/to the heat source/sink (shaded in the Figure) is increased to keep constant the total heat transferred. The role of the conspicuous volume denoted as TDV (a time dependent volume) will be clarified later. This element, of course, is not present in the analysis in ref. [1].

To deduce the governing equations, the validity of the Bousssinesq expansion of the fluid density in terms of temperature will be assumed. The friction will be computed from the Poiseuille law for laminar flow and from the Blasius law for turbulent flow.

Then, the governing equations are:

i) The momentum equation integrated along the loop:

$$\frac{dq}{dt}+\frac{a\cdot R}{16}\left(\frac{D}{\nu\cdot A}\right)^{1-\theta}\cdot q^{2-\theta}=\frac{\beta g A}{L}\int_0^{L/2}(T-T_0)\cdot ds \qquad (1)$$

In Eq. (1), the anti-symmetry of the system has been considered.

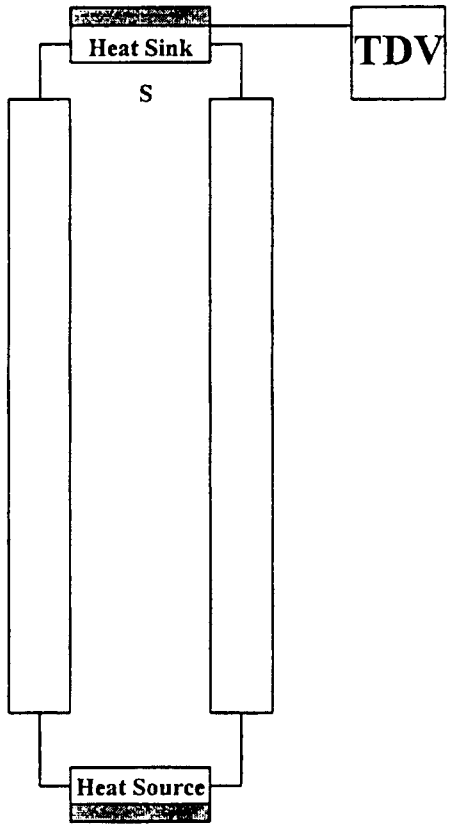


Figure 1. The loop geometry in a RELAP5 like definition.

ii) The energy equation, expressed in terms of temperature:

$$\rho C_p\left[\frac{\partial T}{\partial t}+\frac{q}{A}\frac{\partial T}{\partial s}\right]=\begin{cases}\pi DSH(T_F-T)\\0\end{cases} \qquad (2)$$

In equation (2), the first equality holds at the source/sink, and the second indicates the adiabatic walls of the tubes.

iii) The heat balance at the point heat source/sink:

$$T_S-T_{SI}=(T_F-T_{SI})\cdot\left[1-e^{-\left(\frac{\gamma HS}{q}\right)}\right],\qquad q>0 \qquad (3)$$

In the previous equations, written in dimensional form, q is the volumetric flow-rate, T is the fluid temperature, H is the heat transfer coefficient, ν is the fluid kinematic viscosity, ρ is the reference fluid density, θ is a coefficient equal to 1 for laminar flow and 1/4 for turbulent flow (the exponent in the Blasius friction law), a is the coefficient in the friction law: it equals 16 for laminar flow

and 0.079 for turbulent flow, β is the volumetric expansion coefficient of the fluid and g is the acceleration of the gravity. The subindex SI means a condition evaluated at the input of the source, subindex S is a condition prevailing in the source and subindex F indicates temperature evaluated at the source wall. In Eq. (1) there is a derived coefficient R and, in Eq. (3), it is γ. Their definitions are:

$$R = 32\frac{\nu}{D^2} \quad \text{and:} \quad \gamma = \frac{\pi D}{\rho C_P} \tag{4}$$

The definition of R takes into account the total frictional force that must exist in the loop to make the results in [1] coincident with those given considering the Poiseuille law.

If the temperature at the heat source wall is set at ΔT degrees above the average loop temperature and considering steady state, the flow-rate may be using Eqs. (1-3) from the following implicit equation:

$$2\delta \cdot q^{2-\theta} = \Delta T + \delta \cdot q^{2-\theta} \cdot \left[1 - e^{-\left(\frac{\gamma}{q}HS\right)}\right] \tag{5}$$

where δ is defined by:

$$\delta = \frac{2a\left(\frac{D}{A\nu}\right)^{1-\theta}\frac{\nu}{D^2}L}{\beta g A L}$$

The solution of Eq. (5) must be iterated if the flow-rate does not coincide with the postulated flow regime. In non-dimensional terms Eq. (5) specifies the relation between flow-rate and steady state temperature in the loop, namely:

$$\frac{2\cdot Q^{2-\theta}}{\frac{\alpha}{\varepsilon_1} + Q^{2-\theta}} = 1 - e^{-1/Q} \tag{6}$$

where:

$$Q = \frac{q}{(KS)A}\ ; \qquad \alpha = \frac{\beta g \Delta T L}{2(KS)^2}\ ; \qquad K = \frac{\pi DH}{\rho C_P A}\ ;$$

$$\varepsilon_1 = \frac{a}{16}\left(\frac{DKS}{\nu}\right)^{1-\theta}\cdot\varepsilon \qquad \text{and} \qquad \varepsilon = \frac{RL}{2(KS)}$$

When θ=1 and a=16 the previous equations reduce to the ones in [1]. The linearized analysis of the stability of the steady state equations may be performed in similar terms as in [1]. Now, ε_1 is an additional parameter measuring the influence of the Reynolds number in the system. The effect of increasing the Reynolds number consists in a shift of the neutral stability curve toward lower values of ε for a given value of Q.

Let us now consider a lumped parameter approach to model the heat transfer from the heat source toward the fluid [6] (the anti-symmetrical situation must be considered for the sink). The steady state energy equation, evaluated at the source, gives the value of the temperature in the fluid. For this purpose the steady state energy equation and an upwind approximation are used.

Then, the value for the fluid steady state temperature at the source is:

$$T_S = \frac{\Delta T}{1 + 2Q} \tag{7}$$

Taking into account that Q depends only on the quotient α/ε and on ε_1 that are non-dimensional parameters depending on the parameters of the system and on the product KS that must be kept constant, it may be concluded that the results obtained applying the r.h.s. of Eq. (2) as it stands will not change increasing the nodalization. For example: if α/ε=2 and θ=1 (laminar flow), then Q=0.958 and T_S=0.479 from the theory. The value, as computed from Eq. (7) is T_S=0.342. There is only one way for the obtaining of the correct steady state value of T_S, it is to get the analytical solution of Eq. (3) averaging over the length S. Following this procedure and using the upwind approximation for the advective term, the expression for T_S is:

$$T_S = \Delta T \cdot \frac{F}{2 - F}\ , \qquad \text{where: } F = 1 - e^{-1/Q}$$

The value of T_S computed with this expression is coincident with the theoretical value.

NUMERICAL RESULTS

In this section the results obtained using the RELAP5/MOD3.0 and MOD3.1 are described. Some cases have been reproduced using a "frozen version" of RELAP5/MOD2. Also, an ad-hoc code was developed, to implement different alternatives of nodalization and to test the effect of the truncation error in the solutions.

The geometry of the loop and the working conditions are described in what follows. The loop was 10 m high (L = 20 m), formed by two parallel smooth tubes of 0.1 m of internal diameter. The heat source/sink were simulated considering heat structures of cylindrical geometry of 0.2 m internal diameter. To keep their temperature fairly constant, a wall material of high thermal conductivity (100 $W/m^2.K$), with a volumetric heat capacity of 10000 $J/m^3.K$) was considered. The wall was made very thin (0.0001 m). The roughness parameter was 10^{-7}. The flow parameters were as follows: The initial temperature in the fluid was 193.15 K. and after 0.1 s the temperature at

the source wall was raised to 303.15 K. The flow was started imposing an arbitrary, small flow-rate of 0.001 kg/s. To allow the fluid to expand without raising the pressure in the loop a time dependent volume (TDV in Fig. 1) was considered, with an initial pressure of 10^5 Pa. The imposed heat transfer coefficient at both the heat source and the heat sink was 1000 W/ m^2.K.The time step in the integration was 0.5 s, while the spatial increment was variable and will be specified case by case in the analysis to follow. The flow started at very low flow-rate and began to grow up to the steady state value. The temperature in the loop increased up to the moment in which it reached an average value as given by their theoretical value, the latter depending on the adopted criteria for the source/sink lumping.

The effect of heated length parameter will be discussed first. For these calculations the following spatial discretization have been considered: 10 nodes in each leg (Δx = 1 m) and S = 1.0, 0.5 and 0.1 m (correspondingly, the values for H were: 1000, 2000 and 10000 W/ m^2.K). It must be pointed out that the flow was unstable with these parameters. The code was RELA5/MOD3.0. As expected, the value of the steady state temperature was almost the same, with small differences that were due to the different total friction in the loop. The effect of the TDV volume was not important as will be discussed later. Naturally, oscillations in the transition to steady state were present. The behaviour of the system may be observed in Fig. 2 for the fluid temperature at both the heat source and sink. The results obtained confirmed the results predicted by the theoretical analysis. Then, to improve convergence toward theoretical values, an average, lumped heat source must be used, as suggested previously.

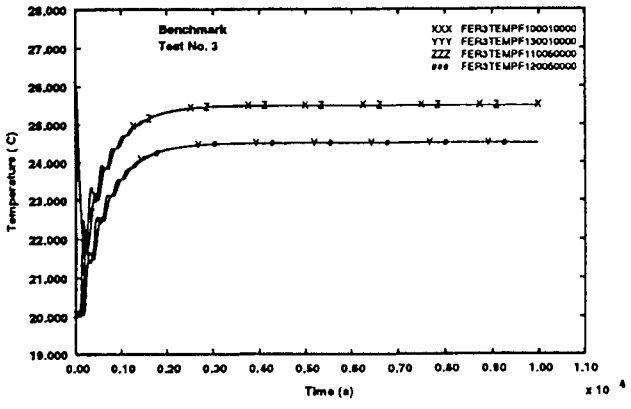


Fig. 2 The evolution of fluid temperature at the source and the sink vs time using 10 nodes per leg and S=0.1 m.

Let us now consider the problem of convergence of the code results to the expected unstable results. To do this let as suppose that we do not know that the flow is unstable and proceeds as UMAE (and engineering judgement) suggest: look for convergence of computed results. For this purpose the nodalization considering S = 0.1 m and 10000 W/ m^2.K were used. The number of nodes in each leg was varied accordingly up to the point in which the expected chaotic behaviour was obtained. The latter made its first appearance when the number of nodes per leg was increased from 25 to 50. Nearly neutral oscillations in flow-rate were observed for 37 nodes per leg. More than 20 runs have been made to test different cases, including laminar flow and stable situations.

Fig. 3 shows the time variation of flow-rate using 90 nodes per leg and 0.001 Kg/s of starting flow-rate. As may be observed the flow is oscillatory, switching from positive to negative values after some cycles of oscillation. fluid temperature varies correspondingly.

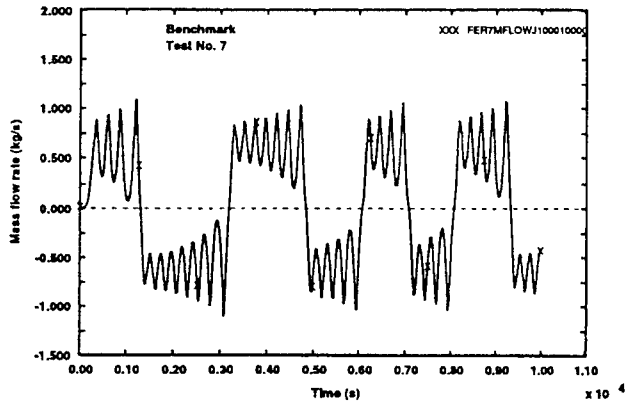


Fig. 3 The time variation of loop flow-rate. The number of nodes per leg is 90.

The system behaviour may be observed more clearly when the temperature in the sink is plotted versus flow-rate in the loop. Fig. 4 is a clear indication of the chaotic behaviour of the system.

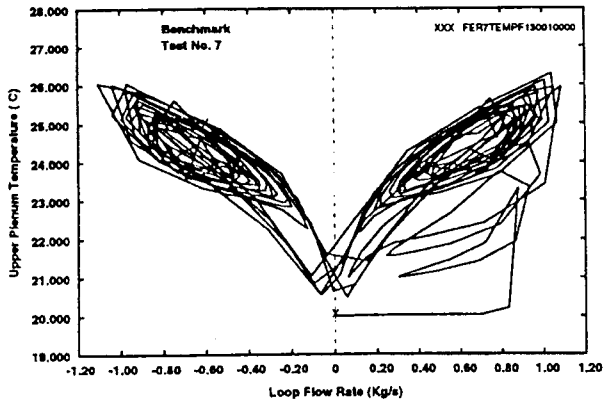


Fig. 4 Fluid temperature at the heat sink vs loop flow-rate. Nodalization: 90 nodes per leg.

The effect of the TDV was controlled simply by turning it off in the middle of an unstable transient. The effect of this action was negligible and could not be

recorded. Also, the same results have been obtained running the same cases with RELAP5/MOD2. The results were also verified running a small, ad hoc code using an integrated equation approach for the momentum equation and a fully up-wind, explicit approximation for the energy equation. The equivalent, length-averaged heat source/sink approach was used for lumping, what allowed obtaining of the exact steady state flow-rate value when possible. The same numerical behaviour was observed. The increased numerical diffusion due to the up-wind approximation increases the critical Raleigh number above which the oscillations occur. This fact delays the beginning of the loop flow instabilities.

CONCLUSIONS

The aforementioned calculations permitted to arrive to the following conclusions:

i) The analytical results given in [1] are very useful to verify how large predictive codes, like the RELAP5 series of codes, treat lumped heat transfer structures. This may also be the case with other codes. Its proper understanding is very important when the lumping of heat exchanging structures is imperative. Imposing an appropriate criterion for the lumping avoid convergence errors in these cases.

ii) The effect of numerical diffusion may damp oscillations in a system, even under unstable flow conditions. Appropriate nodalization permits to recover the correct physical behaviour. In the case on natural circulation, numerical diffusion gives an apparent stable behaviour through a higher, effective critical Raleigh number. Looking for convergence of computed results is always rewarding in these situations.

ACKNOWLEDGEMENTS

Work was done while one of the authors (J.C.F.) was on leave at the Universita di Pisa. The partial support of the International Atomic Energy Agency for his stay is gratefully acknowledged. The kind and friendly collaboration of the Staff of the Dip. Construzione Meccan. e Nucleari is also gratefully recognised.

REFERENCES

[1] Welander, P., On the Oscillatory Instability of a Differentially Heated Fluid Loop, J. of Fluid Mechanics, vol. 29, p 17-30, 1967.

[2] Boyack, B.E. et al., Quantifying Reactor Safety Margins. Part 1: An Overview of the Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology, Nuclear Eng. and Design, vol. 119, p. 1-15, 1991.

[3] D'Auria, F., Debrecin, N. and Galassi, G.M., Outline of the Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation, Nuclear Technology, vol. 109, p. 21-38, 1995.

[4] Carlson, K.E. et al., RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods, NUREG/CR-5535, 1990.

[5] Chen, K., On the oscillatory Instability of Closed-Loop Thermosyphons, ASME Trans., J. of Heat Transfer, vol. 107, p. 826-832, 1985

[6] Grandi, G.M. and Ferreri, J.C., unpublished.

Resolución numérica del problema de Stefan para materiales heterogéneos

Basombrío, G.

Publicado como PI-4/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

Resolución numérica del problema de Stefan para materiales heterogéneos

Fernando G. Basombrío*

Sector Modelística, Departamento Apoyo Científico y Técnico, ENREN
Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires

*Miembro permanente de la CNEA, Centro Atómico Bariloche

RESUMEN

En este informe se describen aspectos teóricos y computacionales, referentes a la extensión de la metodología desarrollada por R.H. Nochetto y colaboradores a problemas cuyas propiedades físicas dependen de la ubicación espacial. A efectos de mostrar el funcionamiento del programa FASES2 para la simulación del cambio de fases en materiales heterogéneos, se incluyen dos ejemplos ilustrativos.

ABSTRACT

We present an extension of the methodology developed by R.H. Nochetto et al. to solve the Stefan problem, to situations for which the physical properties are dependent on the spatial point (thermically non-homogeneous materials). In this report, the theoretical and computational aspects are described. With the purpose of showing the performance of programme FASES2, two illustrative examples are included.

Resolución numérica del problema de Stefan para materiales heterogéneos

Fernando G. Basombrío▼
Sector Modelística, Depto. de Apoyo Científico y Técnico, ENREN
Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires

▼*Miembro permanente de la CNEA, Centro Atómico Bariloche*

ABSTRACT

We present an extension of the methodology developed by R.H. Nochetto et al [1-4] to solve the Stefan problem, to situations for which the physical properties are dependent on the spatial point (thermically non-homogeneous materials). In this report, the theoretical and computational aspects are described. With the purpose of showing the performance of programme FASES2, two illustrative examples are included.

1- Fundamentación conceptual

Este informe se refiere a la extensión al caso de materiales heterogéneos, de la metodología desarrollada por R.H. Nochetto y colaboradores [1-4] para la resolución del problema de cambio de fase (problema de Stefan). Son analizados tanto los aspectos básicos como los de implementación computacional. Se describen finalmente dos ejemplos ilustrativos.

Designando con θ a la *temperatura*, con u a la *entalpía por unidad de volumen*, con $q = -k\nabla\theta$ al *flujo calórico* y con $k(x,\theta) > 0$ al *coeficiente de conducción térmica*, el problema básico consiste en resolver la ecuación de conservación de energía,

$$\frac{\partial u}{\partial t} + \nabla \cdot q = 0 \tag{1}$$

en una región Ω del espacio euclídeo bidimensional y en un lapso de tiempo $0 \leq t \leq T$, con condiciones de contorno del tipo Dirichlet, Neumann y/o de flujo impuesto y condición inicial $u(0) = u_0$. A efectos de las condiciones de borde, se destaca que la convención adoptada es la de *normal interior*. Debido a la física del cambio de fase, simultáneamente con (1) debe satisfacerse la *ecuación constitutiva*,

$$u = \mathcal{U}(x,\theta) \equiv \int_{\theta_{fus}(x)}^{\theta} c(x,s)\, ds + \lambda(x) H[\theta - \theta_{fus}(x)] \tag{2}$$

donde $c(x,\theta) > 0$ es la *capacidad calórica*, $\lambda(x) \geq 0$ el *calor latente de fusión por unidad de volumen*, $\theta_{fus}(x)$ la *temperatura de fusión* y H *la función de Heaviside.* A diferencia de lo realizado en un trabajo precedente [5], esta vez todas los datos físicos pueden ser función de las coordenadas espaciales.

Conviene introducir la *función de Kirchhoff* $K = \mathcal{K}(x,\theta)$ definida por,

$$K = \mathcal{K}(x,\theta) \equiv \int_0^\theta k(x,s)\, ds \tag{3}$$

donde por conveniencia, en comparación con similar definición hecha en el trabajo [5], el límite inferior de la integral es cero. Como consecuencia de la definición (3) vale la relación,

$$\begin{gathered} \nabla K = \nabla \mathcal{K}(x,\theta) = k(x,\theta)\nabla\theta + \nabla_x \int_0^\theta k(x,s)\, ds = \\ -q + F(x,\theta) \quad , \quad F(x,\theta) \equiv \nabla_x \mathcal{K}(x,\theta) \end{gathered} \tag{4}$$

Aquí ∇ significa el *gradiente total* (regla de la cadena) respecto de las variables espaciales x y ∇_x el *gradiente parcial* respecto de x (a $\theta = cte$).

En lo que sigue se supone que los *parámetros materiales son independientes de la temperatura* θ. A continuación replanteamos la *formulación variacional de dos campos*, fundamento para la discretización por elementos finitos: *Encontrar distribuciones de entalpía* u *y de función de Kirchhoff* K, *tales que para todo* $t \in [0,T]$ *y todo* $x \in \Omega$ *cumplan la relación constitutiva* $K = (\mathcal{K} \circ \beta)(u)$ *y además satisfagan,*

$$\int_\Omega \frac{\partial u(x,t)}{\partial t}\chi(x)\, dx + \int_\Omega \nabla K(x,t)\cdot\nabla\chi(x)\, dx = \int_\Omega F(x,\theta(x,t))\cdot\nabla\chi(x)\, dx \tag{5}$$

para toda función de peso χ *perteneciente a un espacio apropiado.* Con "$\circ$" se denota la composición de funciones. La función continua $\theta = \beta(x,u)$, definida en [5], expresa la dependencia de la temperatura respecto de la entalpía.

2- Implementación computacional

A lo descripto en [5], debe incorporarse el efecto del término fuente originado por $F(x,\theta)$. Si k_s (resp. k_l) representa la capacidad calórica del sólido (resp. líquido) tenemos ahora,

$$k(x,\theta) = \begin{cases} k_s(x) & si \quad \theta \leq \theta_{fus}(x) \\ k_l(x) & si \quad \theta_{fus}(x) \leq \theta \end{cases} \tag{6}$$

y la función implementada en el nuevo programa,

FUNCTION FKT (Función de Kirchhoff)

$$\mathcal{K}(x,\theta) = \begin{cases} k_s(x)\theta & si \quad \theta \leq \theta_{fus}(x) \\ k_s(x)\theta_{fus}(x) + k_l(x)(\theta - \theta_{fus}(x)) & si \quad \theta_{fus} \leq \theta \end{cases} \tag{7}$$

Analizamos la contribución al nodo i de la red. De la misma participan sólo los elementos finitos e que contienen al nodo i. Aquí se emplean elementos triangulares con interpolantes lineales [5]. Si las temperaturas en el elemento e son menores que las de fusión ("elemento sólido"), su contribución está dada por,

$$\int_e F(x,\theta)\cdot\nabla\chi_i(x)\,dx = \int_e \left[\nabla_x \int_0^\theta k_s(x)\,ds\right]\cdot\nabla\chi_i\,dx = (\nabla k_s)\cdot(\nabla\chi_i)\,\bar{\theta}\Delta \tag{8}$$

donde $\chi_i(x)$ es la función de peso asociada al nodo i, $\bar{\theta}$ es el promedio de las tres temperaturas nodales y Δ es el área de e. Por tratarse de interpolantes lineales, los gradientes ∇k_s, $\nabla\chi_i$ son ambos constantes.

Si en cambio las temperaturas del elemento e son mayores que las de fusión ("elemento líquido"), conforme a (6) y (7) la contribución de e es,

$$\int_e F(x,\theta)\cdot\nabla\chi_i(x)\,dx = \int_e \left[\nabla_x \int_0^\theta k(x)\,ds\right]\cdot\nabla\chi_i\,dx = \tag{9}$$

$$(\nabla k_l)\cdot(\nabla\chi_i)(\bar{\theta} - \bar{\theta}_{fus})\Delta + (\nabla\theta_{fus})\cdot(\nabla\chi_i)(\bar{k}_s - \bar{k}_l)\Delta + (\nabla k_s)\cdot(\nabla\chi_i)\bar{\theta}_{fus}\Delta$$

Aquí las barras significan promedios nodales.

El tercer caso a considerar es aquel para el cual hay cambio de fase neto dentro del elemento e. Para evitar errores de integración de una función discontinua

conviene particionar al elemento en regiones sólida y líquida, y considerar la integral separadamente en cada región. Para ello hemos particionado a su vez los dos pedazos en sub-triángulos (cuatro en total, uno y tres), aplicando en cada sub-triángulo las expresiones (8) o (9) según corresponda.

De dicha tarea se encarga la rutina GRAMAT (GRAdiente de MATeriales), la que luego de discriminar y analizar todos los casos que se presenten evalúa la contribución al segundo miembro. Por simplicidad, y dado que en la convergencia el error originado desaparece, las temperaturas intervinientes en la expresión $F(x,\theta)$ "se atrasan" a la iteración anterior. Esta rutina genera un costo alto en tiempo de CPU, pero es así como se tiene en cuenta el efecto de materiales heterogéneos, en forma exacta y compatible con la teoría. La misma prevé *variaciones continuas* de las constantes materiales con x. Si esto no es el caso las discontinuidades deben modelarse con zonas bruscas de transición, las que necesitan contener un número suficiente de capas de elementos, pues sinó el error causado puede invalidar los resultados. En tales capas, los gradientes de las propiedades físicas son muy marcados. De no considerarse la corrección indicada en (8) y (9) por $F(x,\theta)$, se generan allí intensas fuentes térmicas ficticias, tanto más severas cuanto más agudos sean los gradientes. Aun tenida en cuenta, pequeños errores pueden descompensar el delicado equilibrio entre la fuente y su corrección, lo suficietemente como para impedir errores que alteren los resultados. Por cierto que se trata de conjeturas intuitivas de alcance limitado, salvo que pueda avalárselas con una completa experimentación numérica sobre casos más simples, pero juiciosamente seleccionados. Por todo ello la rutina GRAMAT fue convertida a doble precisión, hecho que acarreó una notoria mejora en prueba de lo conjeturado.

Otra cuestión a observar es que si en una pared adiabática (por ejemplo un borde de simetría geométrica) no se prescriben condiciones de Neumann, la formulación variacional impone $\nabla K|_{\partial\Omega} \cdot n = 0$. Conforme a (4) en este caso se tiene para la componente del flujo térmico en dirección normal a la frontera, $q \cdot n|_{\partial\Omega} = \left[\nabla_x \int_0^\theta k(x,s)\ ds\right] \cdot n|_{\partial\Omega}$, y si allí hay gradiente de propiedades materiales el flujo de q no va a anularse como se espera, siendo necesario a tales efectos compensar el flujo correspondiente al segundo miembro de la expresión anterior, salvo que $(\nabla k) \cdot n|_{\partial\Omega} = 0$ (situación relativamente frecuente en la práctica).

Para la implementación computacional de las expresiones (8) y (9), dentro de la rutina GRAMAT, fueron utilizadas las clásicas fórmulas de la pg. 75 en la ref. [6]. Dado un elemento triangular e, o bien un subtriángulo de la partición según

sea el caso, llamamos i, j, m a sus tres nodos orientados en dirección antihoraria y $x_i, y_i, x_j, y_j, x_m, y_m$ respectivamente a sus coordenadas. Sean las cantidades,

$$\begin{aligned} a_i &= x_j y_m - x_m y_j \\ b_i &= y_j - y_m \\ c_i &= x_m - y_j \end{aligned} \tag{10}$$

Si con Z_i, Z_j, Z_m se designan los valores en los nodos i, j, m de cualquiera de las cantidades materiales (conductividad y temperatura de fusión) que intervienen en las fórmulas (8) y (9), el producto escalar de los gradientes viene dado por,

$$(\nabla Z) \cdot (\nabla \chi_i) = \frac{1}{4\Delta^2}[(b_i Z_i + b_j Z_j + b_m Z_m) b_i + (c_i Z_i + c_j Z_j + c_m Z_m) c_i] \tag{11}$$

donde el área del triángulo se expresa: $\Delta = \frac{1}{2}(a_i + a_j + a_m)$.

Debido a la modificación del límite inferior de integración en (3) efectuado en este trabajo, se hizo necesario replantear varias de las FUNCTIONS presentadas en [5]. Además de (7), las modificadas son:

FUNCTION BT1K1 ($\beta^{-1} \circ \mathcal{K}^{-1}$, designada en § 1 de [5] como γ)

$$\gamma(z) \equiv (\mathcal{K} \circ \beta)^{-1}(z) \begin{cases} = \dfrac{\rho_s c_s}{k_s}(z - k_s\, \theta_{fus}) & si \quad z < k_s\, \theta_{fus} \\ \in [0, \lambda] & si \quad z = k_s\, \theta_{fus} \\ = \dfrac{\rho_l c_l}{k_l}(z - k_s\, \theta_{fus}) + \lambda & si \quad k_s\, \theta_{fus} < z \end{cases} \tag{12}$$

En esta expresión ρ_s, c_s, ρ_l, c_l designan respectivamente las densidades y capacidades calóricas de sólido y líquido. Ambas, así como $\lambda, \theta_{fus}, k_s, k_l$, pueden ser dependientes de las coordenadas espaciales x. Para abreviar, omitiremos escribir explícitamente tal dependencia.

FUNCTION FKBET ($\beta \circ \mathcal{K}$, designada en § 1 de [5] como γ^{-1})

$$(\mathcal{K} \circ \beta)(y) = \begin{cases} \dfrac{k_s}{\rho_s c_s} y + k_s\, \theta_{fus} & si \quad y < 0 \\ k_s\, \theta_{fus} & si\ 0 \le y \le \lambda \\ \dfrac{k_l}{\rho_l c_l}(y - \lambda) + k_s\, \theta_{fus} & si \quad \lambda < y \end{cases} \tag{13}$$

FUNCTION FKTM1 (Inversa de la función de Kirchhoff)

$$\mathcal{K}^{-1}(y) = \begin{cases} \dfrac{1}{k_s} y & si \quad 0 \le y \le k_s\ \theta_{fus} \\ \dfrac{1}{k_l} y + \left(1 - \dfrac{k_s}{k_l}\right)\ \theta_{fus} & si \quad k_s\ \theta_{fus} \le y \end{cases} \tag{14}$$

FUNCTION HACH (Ver ec. (15) de [5]. Caso de convección lineal, $\alpha = cte.$)

$$H_i(z) = \begin{cases} \dfrac{z + M_{ii}\ \rho_s c_s\ \theta_{fus} + \Delta t \mathcal{M}_i \alpha\ \theta_a}{M_{ii}\ \frac{\rho_s c_s}{k_s} + \Delta t A_{ii} + \frac{\Delta t \mathcal{M}_i \alpha}{k_s}} & si\ z < Z_1 \\ k_s\ \theta_{fus} & si\ z \in [Z_1, Z_2] \\ \dfrac{z - M_{ii}\left(\lambda - \rho_l c_l\ \theta_{fus} \frac{k_s}{k_l}\right) + \Delta t \mathcal{M}_i \alpha [\theta_a - (1 - \frac{k_s}{k_l}\ \theta_{fus})]}{M_{ii}\ \frac{\rho_l c_l}{k_l} + \Delta t A_{ii} + \frac{\Delta t \mathcal{M}_i \alpha}{k_l}} & si\ Z_2 < z \end{cases} \tag{15}$$

donde

$$\begin{aligned} Z_1 &= \Delta t A_{ii} k_s\ \theta_{fus} - \Delta t \mathcal{M}_i \alpha (\theta_a - \theta_{fus}) \\ Z_2 &= Z_1 + M_{ii} \lambda \end{aligned} \tag{16}$$

Aquí α es el *coeficiente de convección lineal*, θ_a la *temperatura ambiente* (ambas pueden depender de las coordenadas espaciales), Δt el paso de tiempo, M y $\mathcal{M}$ respectivamente las matrices de masas corriente y "de frontera" y A la matriz difusiva (ver [5] por detalles).

Por último,

FUNCTION ZET (Definida en la ecuación (16) de [5]. Convección lineal)

$$Z_i(z) = \begin{cases} \dfrac{z - \Delta t A_{ii} k_s \theta_{fus} - \Delta t \mathcal{M}_i \alpha (\theta_{fus} - \theta_a)}{M_{ii} + \Delta t A_{ii} \frac{k_s}{\rho_s c_s} + \frac{\Delta t \mathcal{M}_i \alpha}{\rho_s c_s}} & si\ z < L_1 \\ \dfrac{z - \Delta t A_{ii} k_s \theta_{fus} - \Delta t \mathcal{M}_i \alpha (\theta_{fus} - \theta_a)}{M_{ii}} & si\ z \in [L_1, L_2] \\ \dfrac{z + \Delta t A_{ii} \frac{k_l \lambda}{\rho_l c_l} - \Delta t A_{ii} k_s \theta_{fus} - \Delta t \mathcal{M}_i \alpha (\theta_{fus} - \theta_a - \frac{\lambda}{\rho_l c_l})}{M_{ii} + \Delta t A_{ii} \frac{k_l}{\rho_l c_l} + \frac{\Delta t \mathcal{M}_i \alpha}{\rho_s c_s}} & si\ L_2 < z \end{cases} \tag{17}$$

con las definiciones,

$$\begin{aligned} L_1 &= \Delta t A_{ii} k_s \theta_{fus} + \Delta t \mathcal{M}_i \alpha (\theta_{fus} - \theta_a) \\ L_2 &= L_1 + M_{ii}\ \lambda \end{aligned} \tag{18}$$

3- Modificaciones del programa anterior (FASES)

La modificación más importante corresponde a la incorporación de la rutina GRAMAT, cuyos fundamentos teóricos fueron especificados en puntos precedentes. Por otro lado, los datos físicos dependientes de las coordenadas x deben ser dados en la nueva rutina DATFIS, programada por el usuario. A causa del manifiesto incremento en el tiempo de cálculo originado por GRAMAT, se implementó en el programa un sistema "de reenganche". Por similares motivos, se implementó también una variación automática del paso de tiempo. Si el ciclo iterativo no converge en ITMAX iteraciones, se rehace el paso temporal con $\frac{1}{2}\Delta t$. Si en unos 5 pasos temporales el número de iteraciones es de 1 ó 2, Δt se incrementa en un 30%. Por cierto que estos valores son fácilmente modificables dentro del programa. Como se indicó en [5], el pre-procesamiento (generación de la malla de elementos finitos) se realiza con el programa ENREDO y el pos-procesamiento (graficación de resultados) con el programa CONTOUR) La rutina DATFAS del anterior programa FASES pasó aquí a ser la DATFAS2. Los datos que corresponden son leídos por ella en formato libre desde archivo FASES2.DAT, en el siguiente orden:

IREENG: Código de reenganche. IREENG = 0, no reengancha. IREENG > 0, reengancha

TITULO: Nombre de la corrida, de no más de 80 caracteres

DELTAT, TIEMAX, NTMAX, PASMIN: Paso de tiempo (Δt), tiempo máximo de cálculo (T), número máximo de pasos temporales y paso mínimo temporal aceptado

EPSIL, ITMAX, KODIT, OMEGA: Tolerancia para las iteraciones (ϵ, fórmula (10) de [5]), número máximo de iteraciones, código para emplear iteraciones de Gauss Seidel (KODIT = 0) o de Jacobi (KODIT = 1), y factor de sobrerelajación

KODNOR: Código para seleccionar la norma en la que se miden errores. KODNOR = 0, norma del máximo. KODNOR = 1, norma media cuadrática

IMPRDT: Código para imprimir los datos leídos, como control. IMPRDT = 0, no los imprime. IMPRDT = 1, sí los imprime

TIEMP1, NGRAF: Parámetros de graficación de resultados. TIEMP1: Valor del primer instante para el cual se desea graficar resultados. NGRAF: Entero que indica el número total de graficos a sacar

IRAN, NODFF: Datos para el tipo de elemento a usar (ver [5]). IRAN=(1,2,3,4), corresponde respectivamente a (1,3,7,7) puntos de integración por elemento. NODFF=3, corresponde a los tres nodos funcionales del elemento triangular lineal

'NAME': Nombre (elegido por el usuario) para el archivo que contiene los datos de la red de elementos finitos, datos de Dirichlet y de flujo impuesto (ver [5]).

4- Dos ejemplos ilustrativos

Se presentan dos ejemplos, inspirados en aplicaciones tecnológicas, a efectos de mostrar el funcionamiento del programa y en particular su capacidad para modelar frentes de fusión en materiales heterogéneos.

Frentes de fusión en distintos materiales, térmicamente acoplados

El ejemplo fue extraído de un problema de simulación de los efectos que un incendio originado por un accidente en el transporte de hexafluoruro de uranio (UF6), causa en el recipiente contenedor. Dado que la forma del mismo es cilíndrica (horizontal), para el modelado puede utilizarse una geometría plana. El cilindro, de radio exterior $r_e = 0.6255\ m$ y radio interior $r_i = 0.6095\ m$, se encuentra inicialmente lleno de UF6 sólido hasta una altura de 0.2379 m respecto de su centro (origen de coordenadas x, y). El espacio (superior) restante contiene aire y gases de UF6. Una condición exterior de contorno del tipo irradiacion, en base a la ley de Stefan-Boltzmann, simula el efecto del incendio. Por simetría, se toma sólo el semicilindro vertical derecho. El programa evalúa el transitorio, hasta 100 *seg.*, durante el cual el UF6 va fundiéndose hacia el interior. Otros detalles se presentarán en informes específicamente destinados al problema. Al presente sólo nos interesamos en aspectos muy parciales.

Hasta aquí, una somera descripción del problema tecnológico. En base al mismo, y al solo efecto de esta prueba, hemos generado un problema artificial partiendo de los datos físicos originales con excepción de las temperaturas de fusión, de modo que los tres materiales puedan fundir dentro del rango de las temperaturas involucradas. Dichas temperaturas ficticias son de 400 Kelvin para el contenedor de acero, de 350 K para los gases y de 320 K para el UF6.

La red de elementos finitos triangulares (UF6.RED) consta de 642 nodos y 1191 elementos y el paso inicial de tiempo fue de 0.4 *seg.*, variable. La transición entre

materiales se simuló mediante una sola capa de elementos. Se trata de capas finas, sobre todo las que corresponden a las interfaces acero-UF6 y acero-gases, las que están constituidas por una corona circular de espesor 0.0008 m.

Los datos para FASES2.DAT son:

DELTAT = 0.4; TIEMAX = 100.0; NTMAX = 10000; PASMIN = 0.0001
EPSIL = 0.00001; ITMAX = 60; KODIT = 0; OMEGA = 0.3
KODNOR = 1
IMPRDT = 1
TIEMP1 = 46.8; NGRAF = 20
IRAN = 4; NODFF = 3
'NAME' = uf6.red

Los datos incluidos en DATFIS son:

TFUS = 400.0 (acero); = 320 (UF6); = 350 (gases)
CCSOL = 460.46 (acero); = 500.00 (UF6); = 409.54 (gases)
CCLIQ = 460.46 (acero); = 445.00 (UF6); = 409.54 (gases)
DENSOL = 7850.0 (acero); = 4900.0 (UF6); = 13.88 (gases)
DENLIQ = 7850.0 (acero); = 3500.0 (UF6); = 13.88 (gases)
CONSOL = 43.0 (acero); = 0.9 (UF6); = 3.892 (gases)
CONLIQ = 43.0 (acero); = 290.7 (UF6); = 3.892 (gases)
CALAT = 10000.0 (acero); = 2.77 E08 (UF6); = 100000.0 (gases)
ALPHA = 0.0; TEMPA = 0.0
THETAM = 1073.0; SIGMA = 5.67 E-08; el = 0.8; al = 0.8

En la primera figura se muestra la situación térmica a los 91.6 *seg.*, tiempo para el cual los tres frentes de fusión (400, 350 y 320) han entrado ya en escena, aunque el UF6 en su mayor parte se encuentra en estado sólido. En dicha figura se indican las tres correspondientes isotermas, las que son frentes de fusión sólo dentro de los respectivos materiales (acero, gases y UF6). El campo de isotermas presenta un aspecto "físico" razonable. Para otros valores del tiempo, en cambio, se han observado fugaces picos térmicos ficticios en algunos puntos de la delgada transición entre el acero y los restantes materiales, donde los gradientes de sus propiedades térmicas son particularmente severos. En otras corridas diferentes, los trastornos causados por tales picos han sido mayores. Conforme a lo que más arriba se anticipó, interpretamos estos efectos como originados en una transición muy brusca, deficientemente modelada por una sola capa de elementos. Además, dadas las características del problema, la superficie representativa de las temperaturas de fusión interpoladas se interseca durante un cierto lapso tiempo con la superficie representativa de las temperaturas, generando dentro de la capa un frente cautivo de fusión. El algoritmo necesita entonces particionar los elementos, lo que puede dar pie a errores adicionales. La conclusión es que esta metodología, basada en datos materiales asignados a los nodos, por conducir naturalmente a propiedades

de variación continua en el espacio, no se lleva bien con las situaciones discontinuas propias de materiales diferentes. Pero como se comentará en el siguiente ejemplo, un pequeño aumento en el espesor de las capas de transición produce un notorio alivio dentro del cuadro descripto. La aparición de las dificultades arriba analizadas acarreó inconvenientes en la convergencia de las iteraciones, los que pudieron ser solucionados mediante sub-relajación. Señalamos que para los ejemplos presentados, en el borde (adiabático) de simetría el gradiente de conductividades es esencialmente ortogonal a la normal, por lo que el efecto de dicho gradiente en la condición de borde, discutido en el § 2, no se hizo notar.

Simulación númerica de un experimento

Se trata del mismo problema tecnológico que dio origen al ejemplo precedente, basado en las dimensiones reales del recipiente contenedor, pero esta vez referido a la geometría algo distinta que corresponde a un experimento llevado a cabo en Japón (Hasegawa, M. y colaboradores, 1990) al que se pretende simular numéricamente. Como antes mencionamos, no es el objetivo aquí describir en detalle tal simulación, lo que será hecho en ocasiones apropiadas. Sólo deseamos comentar aspectos muy parciales de la misma, que consideramos útiles a efectos ilustrativos dentro del presente informe.

También la geometría es cilíndrica horizontal, pudiendo ser modelada en dos dimensiones, y consta de las tres zonas antes descriptas: contenedor de acero; región de UF6 (sólido al comienzo) en el sector inferior y hasta una altura de 0.02245 m sobre el centro de las circunferencias que describen al contenedor; zona de gases en la región complementaria del interior del recipiente. El radio exterior es aquí $r_e = 0.135\ m$, el radio interior es $r_i = 0.105\ m$ y la zona de transición acero-gases y acero-UF6 está comprendida entre r_i y $r_c = 0.102\ m$, es decir, la capa tiene ahora un espesor de $0.003\ m$, más gruesa que la del ejemplo anterior, por lo que los gradientes de propiedades materiales son menos intensos. La condición de contorno es también de radiación (incendio) y por simetría se considera sólo la mitad derecha del cilindro. Se simuló un transitorio de 7200 *seg.*, al cabo del cual el UF6 queda en estado líquido casi en su totalidad (ver segunda figura).

Para las zonas de acero y gases se han tomado datos en parte ficticios, aunque equivalentes a los originales bajo el punto de vista térmico, y la fusión tiene físicamente lugar sólo en el UF6. Las temperaturas de fusión son las mismas que las del UF6 y en el acero, para las conductividades, capacidades caloricas y densidades en la fase líquida, se han adoptado respectivamente los valores que corresponden a su fase sólida. Para la zona de gases por cierto, tales valores coinciden con los de la fase gaseosa (ver más abajo los datos usados). Como para los calores latentes se ha colocado el valor artificial cero, de hecho no existe un proceso genuino de fusión y el

comportamiento global resulta ser el deseado. El manifiesto propósito de este truco es evitar aquellos gradientes de propiedades materiales que resulten inútiles, y que su presencia pueda generar el tipo de errores que más arriba han sido comentados.

La red de elementos finitos (UF6b-1.RED) consta de 866 nodos y 1615 elementos y el paso inicial de tiempo fue de 30 *seg.*, variable. La transición entre materiales se simuló mediante una sola capa de elementos. Los datos para FASES2.DAT son:

DELTAT = 30.0; TIEMAX = 7200.0; NTMAX = 10000; PASMIN = 0.0001
EPSIL = 0.00001; ITMAX = 30; KODIT = 0; OMEGA = 0.4
KODNOR = 1
IMPRDT = 1
TIEMP1 = 20.0; NGRAF = 10
IRAN = 4; NODFF = 3
'NAME' = uf6b-1.red

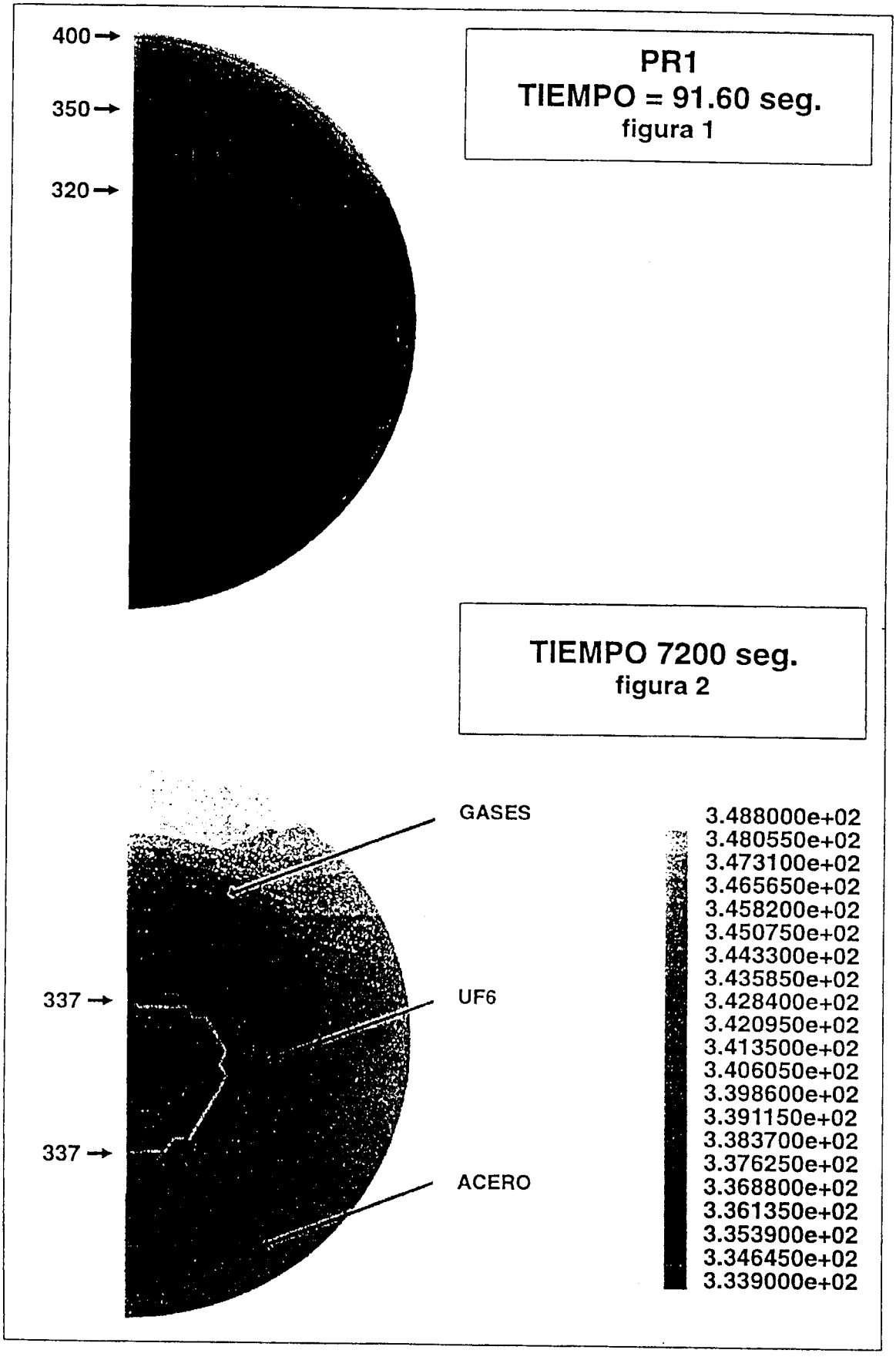
Los datos incluidos en DATFIS son:

TFUS = 337.0 (acero); = 337 (UF6); = 337 (gases).
CCSOL = 460.46 (acero); = 720.00 (UF6); = 409.54 (gases)
CCLIQ = 460.46 (acero); = 455.00 (UF6); = 409.54 (gases)
DENSOL = 7850.0 (acero); = 5000.0 (UF6); = 13.88 (gases)
DENLIQ = 7850.0 (acero); = 3750.0 (UF6); = 13.88 (gases)
CONSOL = 43.0 (acero); = 1.2 (UF6); = 3.892 (gases)
CONLIQ = 43.0 (acero); = 15.0 (UF6); = 3.892 (gases)
CALAT = 0.0 (acero); = 2.708 E08 (UF6); = 0.0 (gases)
ALPHA = 0.0; TEMPA = 0.0
THETAM = variable; SIGMA = 5.67 E-08; el = 0.2; al = 1.0

En la segunda figura se muestra el campo de isotermas para $t = 7200$ *seg.*. Se destaca la isoterma de 337 Kelvin, que dentro del UF6 coincide con el frente de fusión, la que encierra el núcleo aún sólido. Dicha isoterma es una línea quebrada que suele acomodarse a los bordes de los elementos de la red. Como se discute en la ref. [5], es éste un fenómeno bien entendido que se origina en la discretización del salto brusco de entalpías, y que para su corrección requiere densificación adaptable de la malla [2-4]. Por ser las zonas de transición entre materiales más gruesas que en el ejemplo previo, no han surgido aquí prácticamente dificultades en el cálculo.

AGRADECIMIENTOS

A Enzo Dari y Marcelo Vénere, por generarme las mallas de elementos finitos de cada ejemplo. A Jorge Cava, por el apoyo que me dio para la elaboración final de figuras y transparencias.


400
350
320
PR1
TIEMPO = 91.60 seg.
figura 1
TIEMPO 7200 seg.
figura 2
337
337
GASES
UF6
ACERO
3.488000e+02
3.480550e+02
3.473100e+02
3.465650e+02
3.458200e+02
3.450750e+02
3.443300e+02
3.435850e+02
3.428400e+02
3.420950e+02
3.413500e+02
3.406050e+02
3.398600e+02
3.391150e+02
3.383700e+02
3.376250e+02
3.368800e+02
3.361350e+02
3.353900e+02
3.346450e+02
3.339000e+02

REFERENCIAS

[1] Nochetto, R.H. y Verdi, C., Approximation of degenerate parabolic problems using numerical integration. SIAM J. Numer. Anal., Vol. 25 pgs. 784-814, 1988.

[2] Nochetto, R.H., Finite element methods for parabolic free boundary problems. En *Advances in Numerical Analysis* (W.Light, editor), Vol. 1 Cap. 2 pgs. 34-95. Oxford University Press, 1991.

[3] Nochetto, R.H., Paolini, M. y Verdi, C., An adaptive finite element method for two-phase Stefan problems in two-space dimensions. Part I: Stability and errors estimates. Math. of Comput., Vol. 57 pgs. 73-108, 1991.

[4] Nochetto, R.H., Paolini, M. y Verdi, C., An adaptive finite element method for two-phase Stefan problems in two-space dimensions. Part II: Implementation and numerical experiments. SIAM J. Sci. Stat. Comput., Vol. 12 pgs. 1207-1244, 1991.

[5] Basombrío, F.G., FASES: Un programa para resolver el problema de Stefan, basado en elementos finitos. Informe técnico CNEA-CAB 35/01/95. Agosto de 1995.

[6] Zienkiewicz, O.C., *The Finite Element Method*, Third Edition. McGraw-Hill Book Company Limited. London, New York. 1977.

TOMO II

An Entropy-Based Method for Computing Software Structural Complexity

Roca, J.L.

Publicado como PI-5/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

UN MÉTODO PARA LA EVALUACIÓN DE LA COMPLEJIDAD ESTRUCTURAL DE UN SOFTWARE BASADO EN EL CÓMPUTO DE LA ENTROPÍA[1, 2]

José Luis Roca

Departamento Apoyo Científico y Técnico,
Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. del Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

En este informe se describe un nuevo método para la evaluación de la complejidad estructural de un software. El mismo está basado en el cómputo de la entropía de la respuesta a la función de distribución uniforme de la así denominada función característica del software. Se describen asimismo las funciones, parámetros y algoritmos que permiten realizar esta evaluación. Esta métrica de complejidad posibilita la comparación de diferentes diseños y ha sido utilizada exitosamente a los fines de evaluar softwares redundantes para aplicaciones críticas de seguridad.

ABSTRACT

A new method for computing software structural complexity based on the entropy evaluation of the random uniform response function associated with the so-called software characteristic function is proposed. The functions, parameters and algorithms to perform this computation are introduced and some applications are given. This complexity metric allows the different designs to be compared and was used successfully in the assessment of safety critical redundant software.

1 Publicado en "Microelectronics & Reliability", Vol. 36, Nº 5, Mayo 1006, pp. 609-620, Pergamon Press, Elsvier Science, UK.

2 Aprobado para exponerse en el Second International FLINS Workshop on Intelligent Systems & Soft Computing for Nuclear Science & Industry, SKC-CEN, Mol, Bélgica, Setiembre 25-27, 1996.

AN ENTROPY BASED METHOD FOR COMPUTING SOFTWARE STRUCTURAL COMPLEXITY

JOSE LUIS ROCA

ENREN - National Board of Nuclear Regulation - Scientific & Technical Support Department, Av.del Libertador 8250, 1429 Capital Federal, Buenos Aires, Argentina

A new method for computing software structural complexity based on the entropy evaluation of the random uniform response function asociated with the so-called software characteristic function is proposed.The functions,parameters and algorithms to perform this computation are introduced and some applications are given.This complexitiy metric allows to compare different designs and were used succesfully in the assessment of safety critical redundant softwares.

1.Introduction.

Since years 1970s [1-3]many different methods have been suggested to perform software complexity measures.Complexity measures are used as an indirect masure of quality during the different development phases [4-7].Several authors [8,9] have devised complexity measures based on certain program topological characteristics.Graph cyclomatic complexity developed by McCabe [10-14] in which software complexity is measure by the number of linearly independent paths from its entry points to its exit points is the most well known.Ruston [15] developed a polinomial complexity measure for loopless program graphs.Woodward [16] suggest a complexity measure based on the number of crossings of flow control lines added to a listing of program code or pseudo code.None of these authors takes into account the interaction between the input sets and the self soft structure.This interaction modifies the number of paths along the control flow structure.So complexity measures based on topological properties alone fail [17].Roca [18] introduced a so called Pi metric based on probabilistic data distribution interacting with canonical representation of program control flow.This technique considers the variability of software inputs and suggest the use of Monte Carlo simulation to improve an adequate analysis with success.Software characteristic function SCF was introduced as the canonical representation of program control flow.In this paper an entropy evaluation of the random uniform response function asociated with SCF as the complexity masure is introduced.

2.Notation.

$p(i,j)$	probability of entering path (i,j)
$p(i \Rightarrow j)$	probability of sucessfully executing path (i,j)
$p(i \Rightarrow j/i,j)$	probability of sucessfully executing path (i,j) given that a program has entered the path (i,j)

pi,j	joint probability of entering and executing succesfully path (i,j)
$S(p)$	software characteristic function SCF
pdf(p)	probability density function of p
pdf(s)	probability density function of s
Cdf(p)	cumulative distribution function of p
Cdf(s)	cumulative distribution function of s
M	number of loops for a "do while" execution
N	frequency of direct transfer for an "if then else" execution
α	number of paths along "then" branch of an "if then else" execution
β	number of paths along "else" branch of an "if then else" execution
δ	number of paths along "false" branch of an "do while" execution
ε	number of paths along "true" branch of an "do while" execution
γ	number of paths along the sequence execution
H	entropy measure in bits
$\log_2$	logarithm base two
B[a,b]	Beta function
a,b	Beta function parameters
a,b	Beta function parameters estimation
B[a,b,x]	Beta pdf(x)
$\Gamma[x]$	Gamma function
$\Psi[x]$	Psi base two function
n	number of Monte Carlo trials
μ	true expected value
σ^2	true variance
E[x]	expexted vaule estimator
Var[x]	variance estimator
c	confidence level
$\Delta a,\Delta b$	absolute error for Beta function parameters
ΔH	absolute error for entropy measure in bits
$\Delta\mu$	absolute error for true expected value
$\Delta\sigma^2$	absolute error for true variance
T(n,c/2)	pdf(t) Student, n freedom degrees, c/2 confidence level
χ^2(n-1,c/2)	pdf(χ^2) Chi-square, (n-1) freedom degrees, c/2 confidence level
χ^2(n-1,1-c/2)	pdf(χ^2) Chi-square, (n-1) freedom degrees, 1-c/2 confidence level

3.The graph model.

Taking as a basis [19-22] and following [23] a direct graph model for a program is constructed.Each program path (i,j) is associated with an oriented arc of a graph betweeen two nodes i and j.

Assumptions:

1. A probability pi,j is associated with each oriented arc of the graph.
2. All probabilities $p(i \Rightarrow j/i,j)$ are equal to p.
3. Entering and executing successfully different paths are s-independent events.
4. p is a random variable such $0 \leq p \leq 1$.

4.The characteristic function.

Three elementary graph transformations are defined following [24-26] named series,parallel and loop.With these transformations and assumptions from [18] a simple two nodes graph is obtained.The nodes are numbered from *1* to *l*.Then:

$$p1,l=S(p) \tag{1}$$

The joint probability $S(p)$ associates with the last arc is the so called SCF and has the following properties:

$$0 \leq S(p) \leq 1 \tag{2}$$
$$S(p) \text{ non decreasing}$$

For the "sequence" structure the corresponding SCF is:

$$S(p) = p^{\gamma} \tag{3}$$

For an "if the else" structure.The SCF is:

$$S(p) = p^{\alpha+1}.N + p^{\beta}.(1 - N) \tag{4}$$

For the "do while" structure,the SCF results:

$$S(p) = p^{\delta} / [M.(1 - p^{\varepsilon+1}) + 1] \tag{5}$$

5.Entropy random response function.

Let's consider a program as a black box with transfer equal to SCF $S(p)$.Then it is possible to analyze the behavior of the variable s with p.A pdf(p) can be used as input to obtain as an output a response pdf(s).The input pdf(p) must be in such way that the output pdf(s) provides information about the structure of the program without introducing additional information.The lack of information of the uniform [0,1] random pdf(p),provides a response pdf(s) with all the information about the

program structural complexity.Computing the response pdf(s) entropy is the key of this new metric.From the properties of this SCF, the uniform response function entropy results :

$$H = -\int_0^1 \log_2 [dS(p)/dp].dp \qquad (6)$$

This metric reflects the effort or the useful work to build such software structures and indeed a change in entropy as a differenece between the response pdf(s) entropy H and the uniform [0,1] pdf(p) entropy.Beacuase the last one is zero, the random uniform response pdf(s) entropy H becomes the absolute entropy value asociated with the program complexity.An inside view of the programm can be regarded as a lot of commands and sentences that are taked from chaos and put together by the programmer in such way as to build some structure that works.An entropy decrease is expected.The loss of disorder must be equal to the net gain of work to build the program and so the degree of structural complexity.The computation of (6) is immediate only by specifying the SCF $S(p)$ for a program.

6.Entropy random response function for simple structures.

Fig.1-3 illustrate the entropy variation corresponding to the three structures as function of their characteristic parameters.An entropy decrease is always observed.McCabe complexity remains equal to 1 for the "sequence" strucure and remains equal to 2 for the "do while" and "if then else" structures, nevertheless the parameters values vary.This is not true for the entropy of those structures which increase complexity as well as decreasing in entropy depeding on the path structure.Another simple structures can be analized like the two well known Fortran programs that perform the same tasks but in two different ways.Program #1 is structured and Program #2 is non-structured.Both of them perform the square root B of a number X by Newton's method with an error less than E-06.McCabe complexity changes from 3 for porgram #1 to 4 for program #2. The listing. the corresponding graph and path details for porgram #1 containing a "do while" structure are shown in Fig.4.For program #1 the SCF results:

$$S1(p) = \{p^5 / [1 - M.(p^4 - 1)]\} \qquad (7)$$

Where M is the number of loops for a "do while" structure. Fig.5 shows the listing, the corresponding graph and path details for program #2 containing the "go to" structure For program #2 ,the SCF results:

$$S2(p) = \{[p^9.N1.N2 + p^7.N2.(1-N1)] / [1-p^6.(N1-N1.N2)-p^4.(1-N1-N2+N1.N2)] \quad (8)$$

Where N1 and N2 are the frequencies of the direct transfer for an "if then else" 1 and 2 respectively.Applying (6) the entropy variation as function of parameters M,N1 and N2 can be obtained as show in Figs.4 and 5.Finally for actual values of M,N1 and N2 the entropy H is evaluated:

$$\begin{aligned} H1 &= -5.591 \ (M=6) \\ H2 &= -8.869 \ (N1=0.8;N2=0.2) \end{aligned} \quad (9)$$

Different entropies point out the deepness of design diversity of those two programs.

8.Entropy random response function algorithm.

As the software complexity increases computing (6) becomes difficult, so a Monte Carlo simulation method is suggested based on pdf(s) properties.From property (2) uniform [0,1] random pdf(p) provides a response pdf(s) with Beta characteristics. Hence:

$$pdf(s) = B(a.b,s) = [1/B(a.b)].s^{a-1} \ . \ (1-s)^{b-1} \qquad 0 \le s \le 1 \quad (10)$$

with: $a>0.b>0$ and $B(a.b)= \Gamma(a).\Gamma(b)/ \Gamma(a+b)$

Applying (6) yields:

$$H = -\int_0^1 \{[1/B(a.b)].s^{a-1} \ . \ (1-s)^{b-1} \ ]\}.\log_2 \{[1/B(a.b)].s^{a-1} \ . \ (1-s)^{b-1} \ ]\}.ds \quad (11)$$

Resolving:

$$H = (1-a).[\Psi(a)-\Psi(a+b)]+(1-b).[\Psi(b)-\Psi(a+b)]+\log2\,[B(a.b)] \quad (12)$$

Estimators for "a" and "b" are necessary to evaulate (12).From the "n" Monte Carlo trials, estimators for the expectation and variance for the pfd(s)=B(a,b,s) can be computed.Thus:

$$E[s] = [1/n].\sum_{i=1}^{n} si \tag{13}$$

$$Var[s] = [1/(n-1)].\sum_{i=1}^{n} [si - E[s]]^2 \tag{14}$$

Confidence intervals for the true expected value μ and true variance σ^2 are:

$$E[s]+\{T(n,c/2).Var[s]/\sqrt{n}\} \; ; \; E[s]-\{T(n,c/2).Var[s]/\sqrt{n}\} \tag{15}$$

$$(n-1).Var[s]/\chi^2(n-1,c/2) \; ; \; (n-1).Var[s]/\chi^2(n-1,1-c/2) \tag{16}$$

From (15) and (16) follow:

$$\Delta\mu = 2.T(n,c/2).Var[s]/\sqrt{n} \tag{17}$$

$$\Delta\sigma^2 = (n-1).Var[s].\{[1/\chi^2(n-1,1-c/2)] - [1/\chi^2(n-1,c/2)]\} \tag{18}$$

By maximal likelihood estimators method the estimators for "a" and "b" are:

$$a = \{E[s]/Var[s]\}.\{E[s]-E^2[s]-Var[s]\} \tag{19}$$

$$b = \{[1-E[s]]/Var[s]\}.\{E^2[s]-E[s]-Var[s]\} \tag{20}$$

Hence,operating yields:

$$\Delta a = |\{[2.E[s]-3.E^2[s]-Var[s]]/Var[s]\}|.\Delta\mu$$

$$+|\{[E^2[s]/Var^2[s]]/[E[s]-1]\}|.\Delta\sigma^2 \tag{21}$$

$$\Delta b = \left| \{[3.E^2[s]-4.E[s]+Var[s]+1]/Var[s]\} \right| .\Delta\mu$$

$$+\left| \{[E[s]/Var^2[s]]/[2.E[s]-E^2[s]1]\} \right| .\Delta\sigma^2 \qquad (22)$$

From (13)-(22) in (12) and operating results:

$$\Delta H = \left\{ \left| d\Psi/dx \right|_{a} . (1-a) + \left| d\Psi/dx \right|_{a+b} .(a+b-2) \right\} .\Delta a$$

$$+ \left\{ \left| d\Psi/dx \right|_{b} . (1-b) + \left| d\Psi/dx \right|_{a+b} .(a+b-2) \right\} .\Delta b \qquad (23)$$

8.Conclusions.

Obtainig the SCF for software is of great importance because all the information about software structure is dependent on the pdf (s).The study of the entropy associated with that pdf(s) is the key to make a comparison between program structural complexities.It is also possible to evaluate by pdf(s) entropy measure the difference among the methologies used to design safety citical redundant softwares.It is well known that fault tolerant architectures,such n-version programming,consider diversity as a key to obtain statistical independent software designs.From diverse to homogeneous designs the best is the one which uses all the available methological diversity and spreads it as evenly as possible among the versions.So the pdf (s) entropy becomes a tool to evaluate the degree of complexity designs and so the deepness of diversity techiques used to develop different versions of safety critical redundant softwares.

References.

1.V.Basili, Models and Metrics for Software Management and Engineering, *pp.4-9.IEEE Computer Society Press* (1980).

2.J.Sullivan, Measuring the complexity of computer software.*MITRE technical report MTR-2648* (1973).

3.B.W.Bohem et al., Quantitative evaluation of software quality.*Proc.2nd. International Conference on Software Engineering, pp.592-605* (1976).

4.B.W.Bohem et al., Characteristics of Software Quality, *North-Holland, NewYork* (1978).
5. T.Gilb, Software Metrics, *Winthrop Computer System Series, Cambridge, MA* (1976).
6. J.Cavano & J.McCall. A Framework for the Measurement of Software Quality. *Proc.Software Quality Assurance Workshop, pp.133-139* (1978).
7. M.L.Shooman. Software Engineering : Design, Reliability & Management. *pp.150-157, McGraw Hill, New York* (1980).
8. J.A.Zolnowski & D.B.Simmons. Measuring Program Complexity, *In digest of papers COMPCON 77, pp.335-340, IEEE ,New York* (1977).
9. L.A.Belady, On Software Complexity , *Proc.Workshop Quant.Software Models for Reliability, Complexity & Costs : An Assessment of the State of the Art, pp.90-94, IEEE, New York* (1979).
10. T.J.McCabe. Notes on Software Engineering, *5380 Mad River Line, Columbia, MD 21044, USA* (1975).
11. T.J.McCabe. Complexity Measure, *Proc.2nd. International Conference on Software Engineering, pp.69-78* (1976).
12. T.J.McCabe. A Complexity Measure, *IEEE Trans.Software Engineering, Vol.SE-2, pp.308-320* (1976).
13. T.J.McCabe & C.Butler. Design Complexity measurements & Testing. *Communications of the ACM, Vol.32* (1989).
14. T.J.McCabe. Structure Testing : A Software Teting Methodology Using the Cyclomatic Complexity Metric. *NBS Special Publication 500-99* (1982).
15. H.Rouston, The Polinomial Measure of Complexity, *Vol.2, Report No.POLY EE 79-057/SRS117, Polytechnic Institute of New York* (1980).
16. M.R.Woodward et al., A Measure of Control Flow Complexity in Program Test, *IEEE Transactions on Software Engineering, Vol.SE-5, No.1, pp.981* (1977).
17. G.T.Myers, An Extension to the Cyclomatic Measure of Program Complexity, *SIGPLAN Notices, pp.61-64* (1977).
18. J.L.Roca, Computing Software Structural Complexity, *Computers & Structures, Vol.50, No.1, pp.87-95* (1994).
19. M.R.Paige. Program Graphs, An Algebra & their Implications fro Programming, *IEEE Transactions on Software Engineering, SE-1, pp.286-291* (1975).
20. P.D.Stigall & O.Tasar, Special Tutorial : A Review of Direct Graphs as Applied to Computers, *IEEE Computer No.7, pp-39-47* (1974).
21. N.Deo, Graph Theory with Applications to Engineering and Computer Science, *Prentice Hall* (1974).
22. C.Berge, Graphs and Hypergraphs, *Chap.2, North Holland, New York* (1973).
23. F.L.Bauer, Software Engineering : An Advanced Course, *pp.395-436, Springer Verlag, Heidelberg* (1977).

24. B.Beizer, Analytical Techniques for the Statistical Evaluation of Program Running Time. *Proc. FJCC, pp.519-524* (1970).
25. C.V.Ramamoorthy. Analysis of Graphs by Connectivity Considerations. *ACM Journal No.13, pp.211-222* (1966).
26. J.L.Roca. A Method for Microporcessor Software Reliability Prediction. *IEEE Transactions on reliability, Vol.37, pp.88-91* (1988)

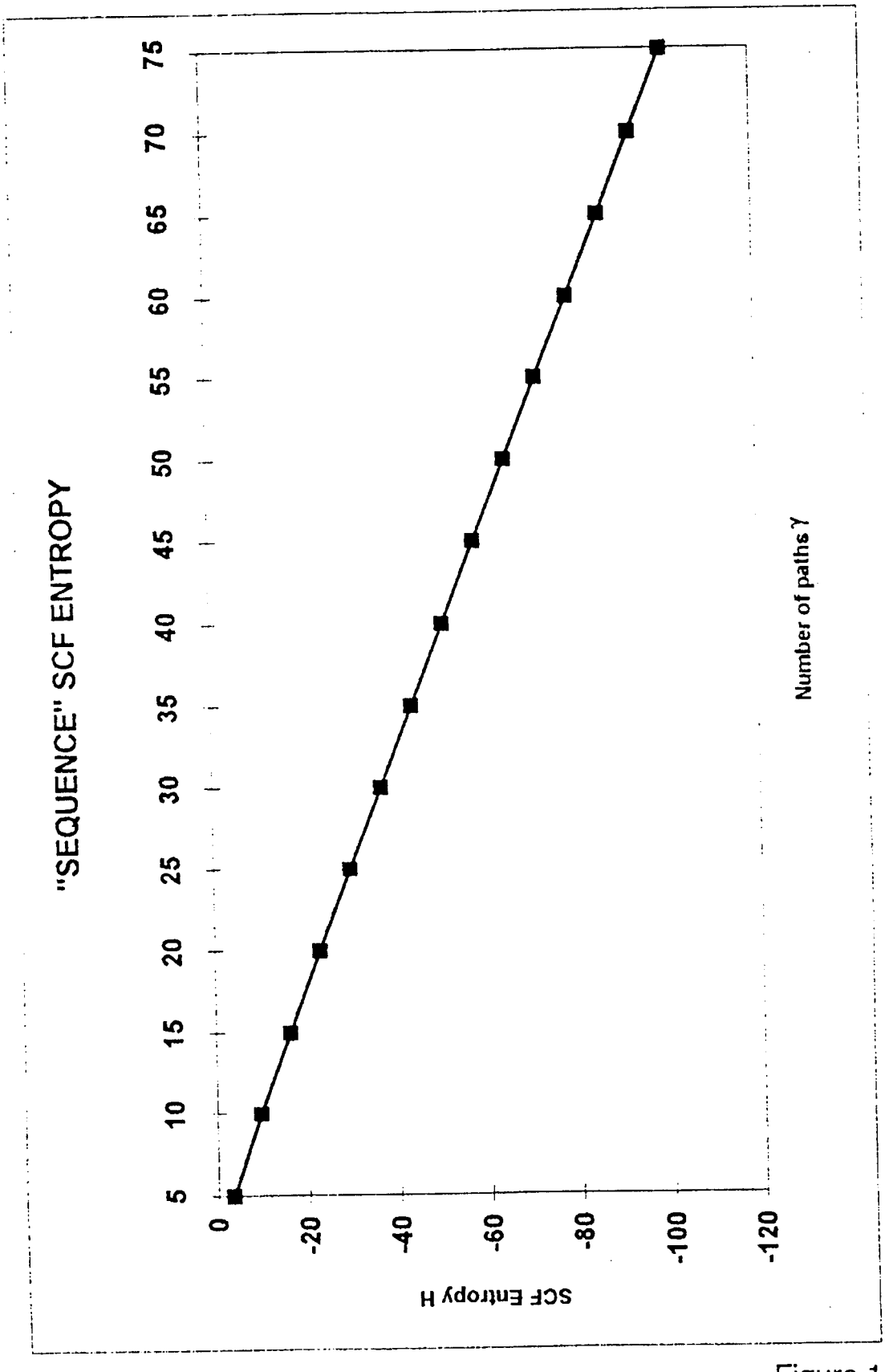

"SEQUENCE" SCF ENTROPY
SCF Entropy H
Number of paths γ
0
-20
-40
-60
-80
-100
-120
5
10
15
20
25
30
35
40
45
50
55
60
65
70
75

Figure 1

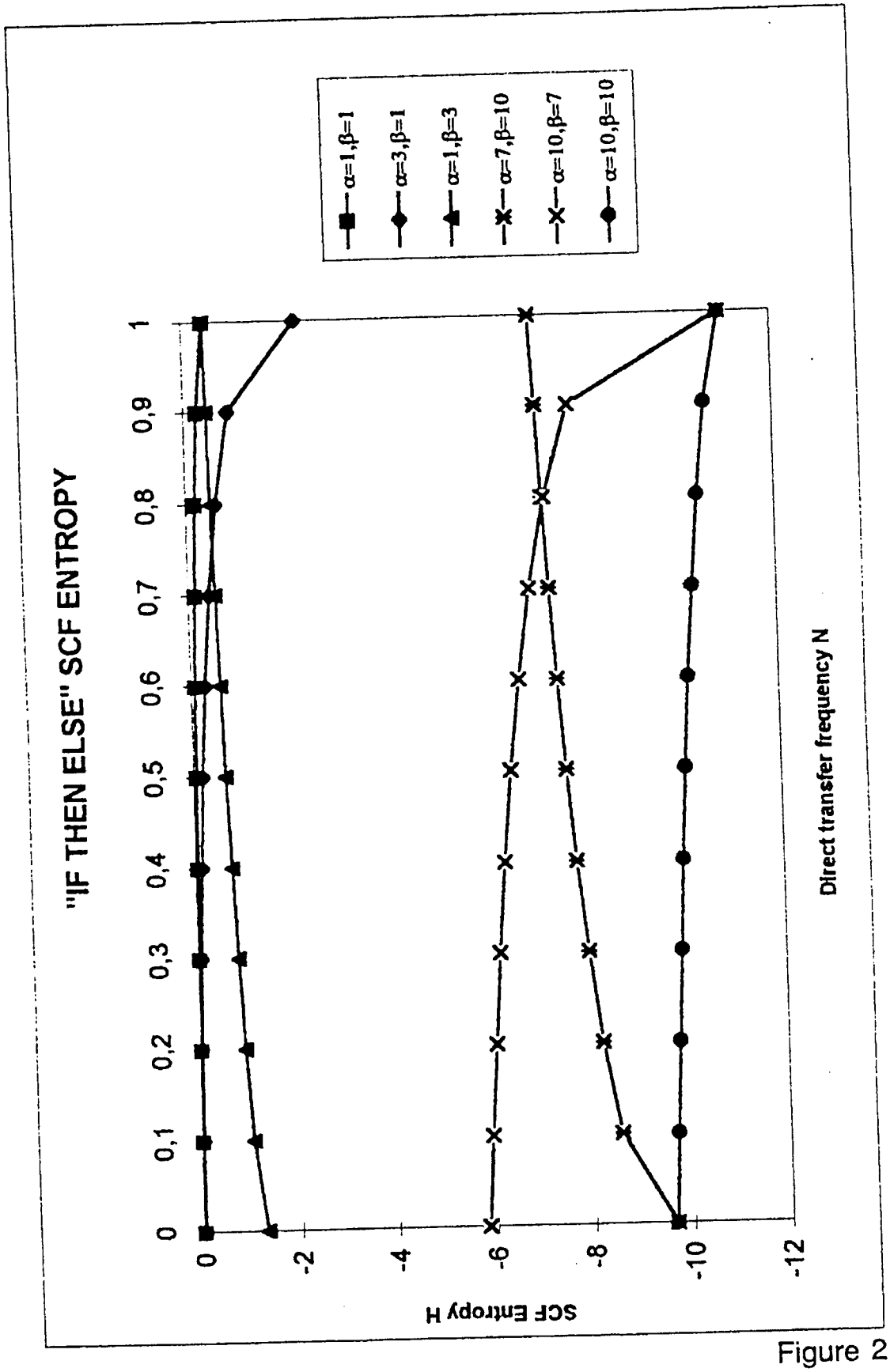

"IF THEN ELSE" SCF ENTROPY
α=1,β=1
α=3,β=1
α=1,β=3
α=7,β=10
α=10,β=7
α=10,β=10
0
0,1
0,2
0,3
0,4
0,5
0,6
0,7
0,8
0,9
1
0
-2
-4
-6
-8
-10
-12
SCF Entropy H
Direct transfer frequency N

Figure 2

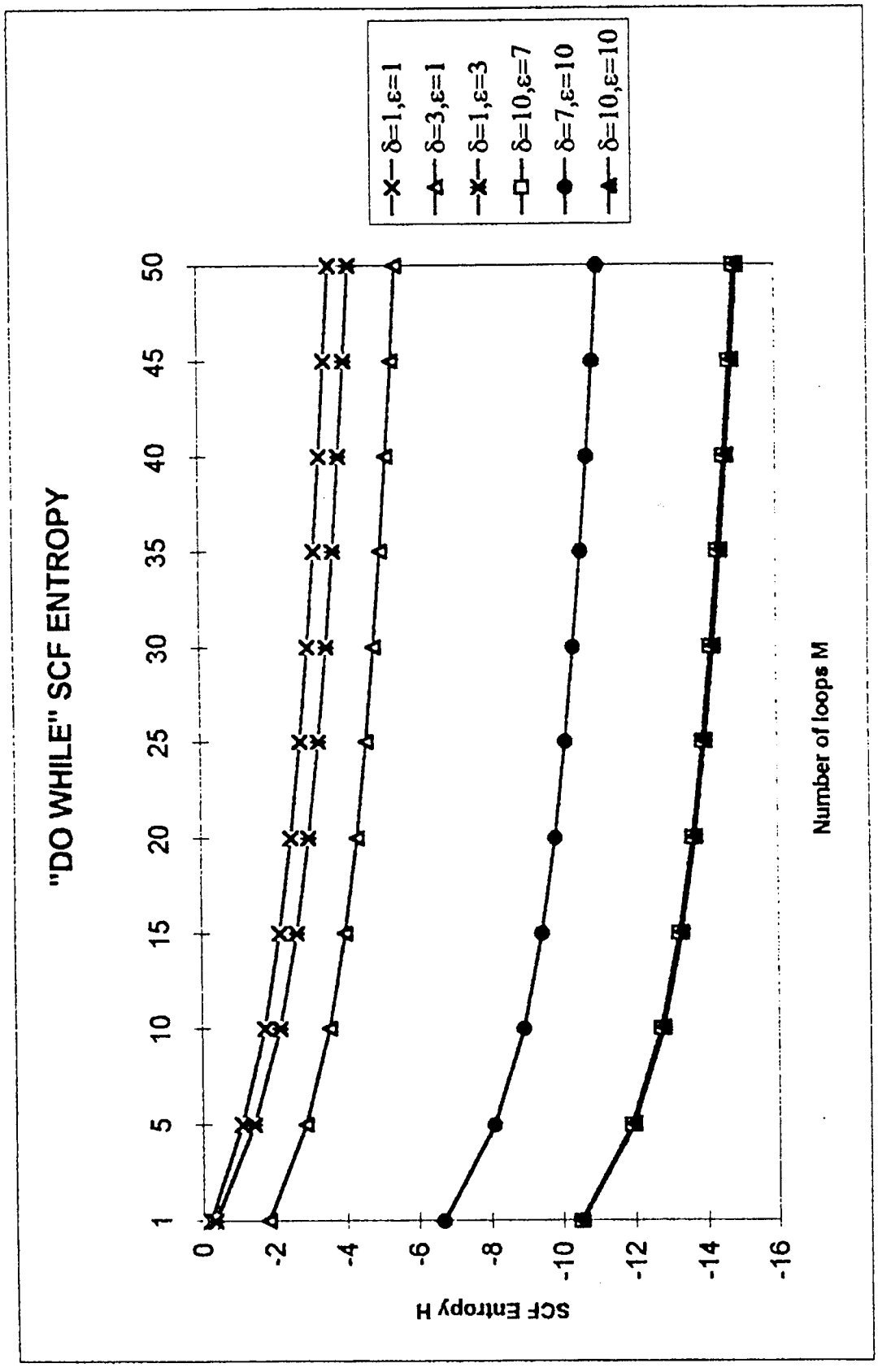

"DO WHILE" SCF ENTROPY
δ=1,ε=1
δ=3,ε=1
δ=1,ε=3
δ=10,ε=7
δ=7,ε=10
δ=10,ε=10
SCF Entropy H
Number of loops M
0
-2
-4
-6
-8
-10
-12
-14
-16
1
5
10
15
20
25
30
35
40
45
50

Figure 3

Figure 4 - Program # 1

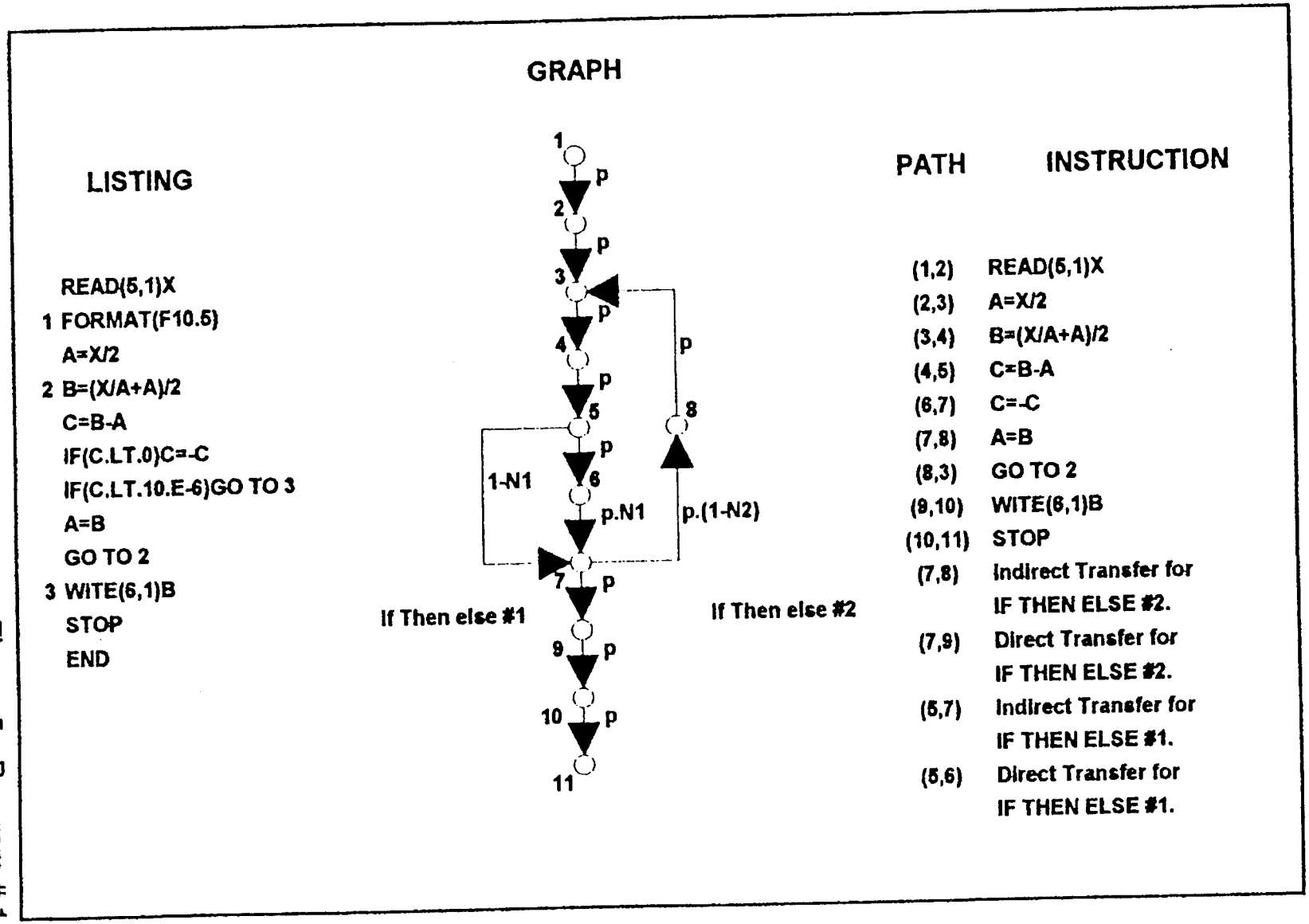


Figure 5 - Program # 1

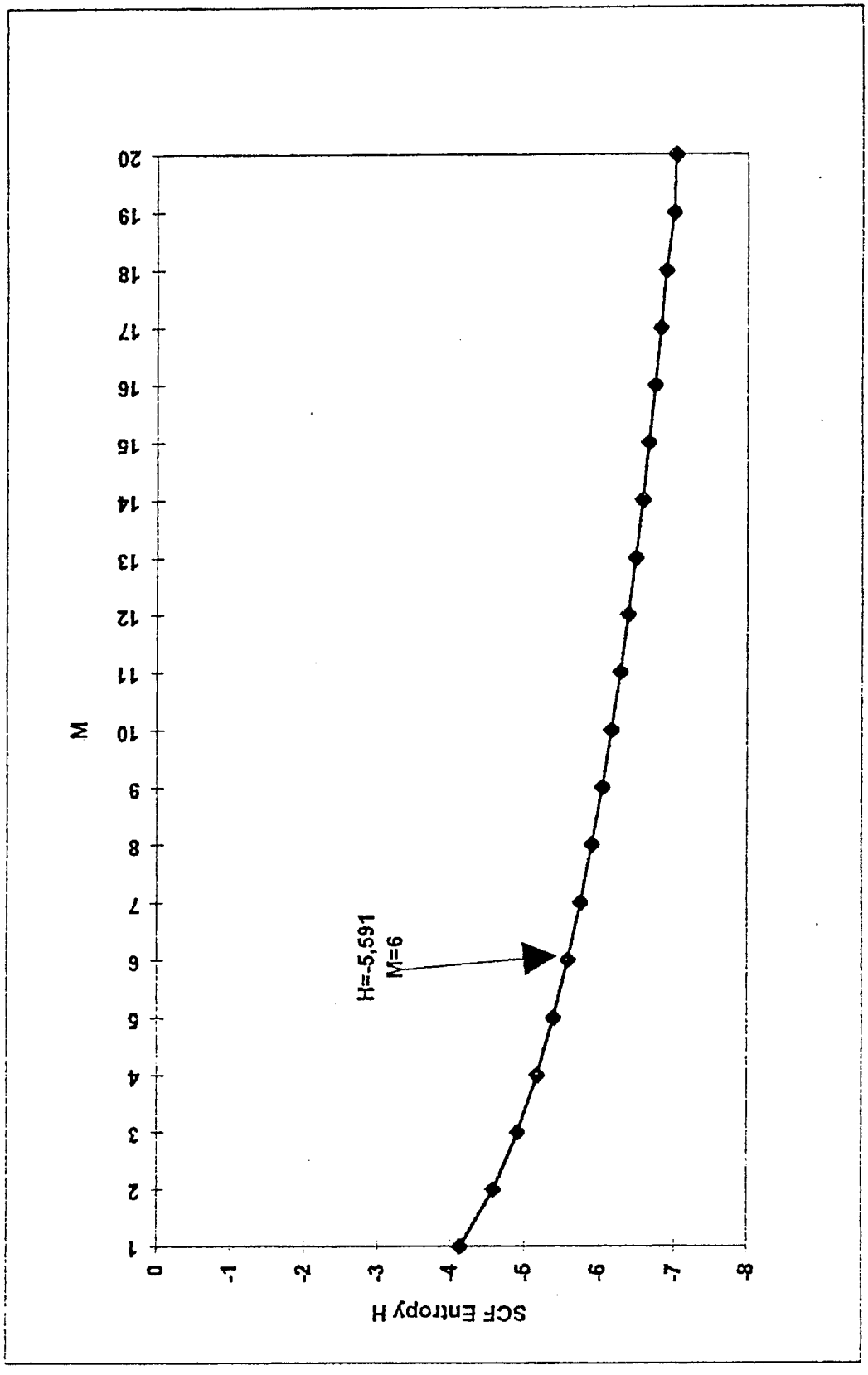


Figure 6 - Program # 1 SCF Entropy

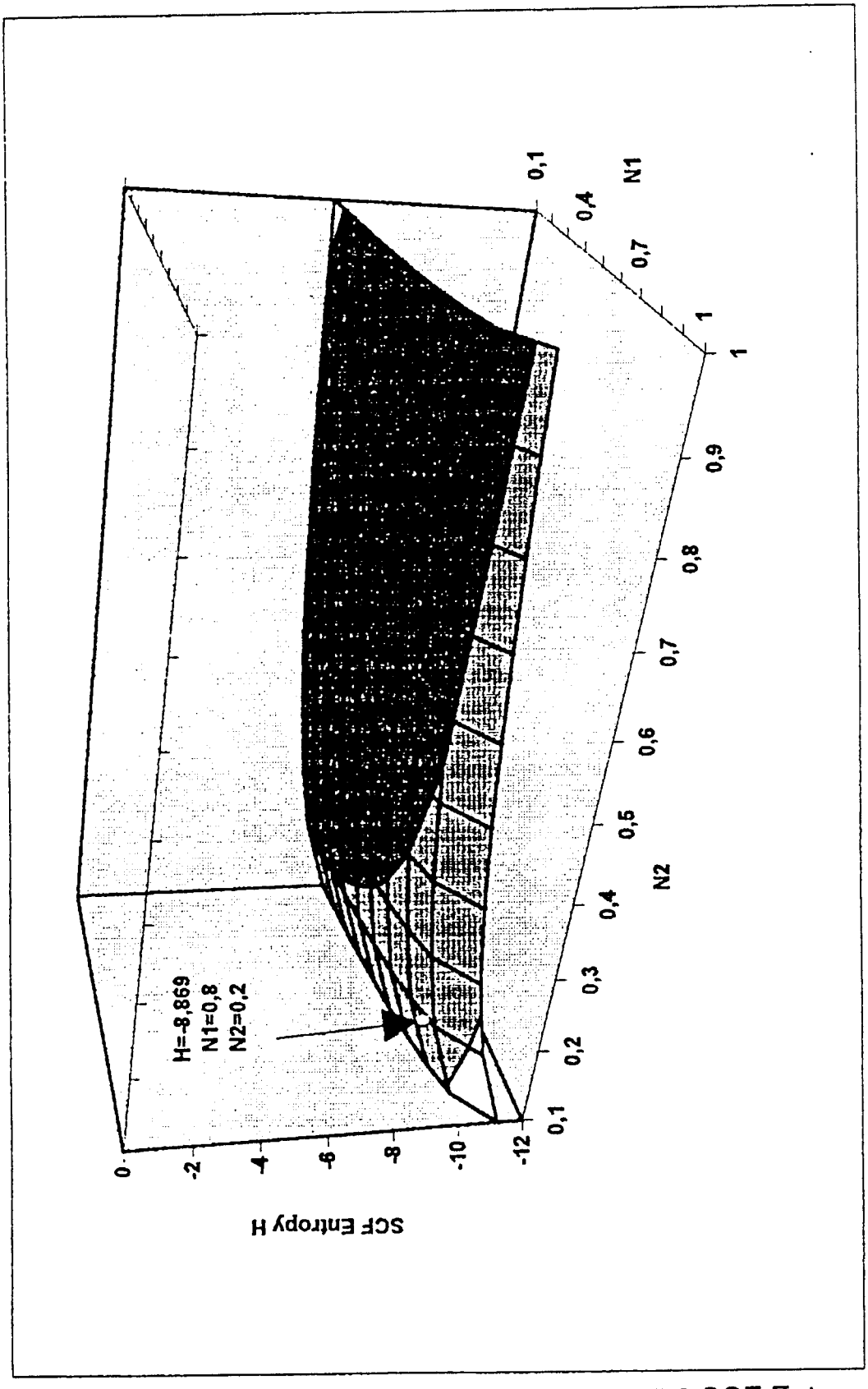


Figure 7 - Program # 2 SCF Entropy

The Argentine Remote Monitoring & Surveillance System

Bonino, A.D.; Roca, J.L.; Pérez, A.C.; Pizarro, L.M.;
Krimer, M.J.; Teira, R.O.; Higa, Z.C.; Saettone, S.;
Monzón, J.A. y Moroni, D.

Publicado como PI-6/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

THE ARGENTINE REMOTE MONITORING & SURVEILLANCE SYSTEM[1]

Aníbal Bonino, José Luis Roca, Adrián Pérez, Luis Pizarro, Mario Krimer, Rubén Teira, Zulema Higa, Silvina Saettone, Javier Monzón, Diego Moroni

Departamento Apoyo Científico y Técnico
Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

A los fines de verificar el estado de las variables asociadas al monitoreo y seguimiento de las actividades relacionadas con instalaciones nucleares, en particular con salvaguardias, es que el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) ha desarrollado, en forma independiente, un sistema de monitoreo y seguimiento remoto (RMSS). Este sistema incluye una serie de sensores distribuidos en la instalación, un enlace de comunicaciones autenticado, una unidad de recepción, un sistema de captura de imágenes y un sistema de computación provisto de una interfase amigable a los fines de adquirir, almacenar y consultar datos correspondientes a eventos históricos. Una base de datos de tiempo real permite las tareas de consulta, mantenimiento y actualización. El sistema desarrollado permite su integración en una LAN (red local) o WAN (red extensa) via modem a los fines de su operación remota. En el presente trabajo se describen el sistema de referencia y su aplicación en una instalación nuclear bajo salvaguardias perteneciente a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). Se presentan además resultados y conclusiones del sistema relacionados con esta instalación.

ABSTRACT

The Scientific and Technical Support Department of the Argentine National Board of Nuclear Regulation (ENREN) has developed a Remote Monitoring and Surveillance System (RMSS) that provides a media to verify the state of variables related to the monitoring and surveillance activities of nuclear facilities, mainly safeguard applications. RMSS includes a variety of on site installed sensors, an authenticated radiofrequency communication link, a receiver processing unit, an active vision set and a user friendly personal computer interface to collect, view and store pertinent histories of events. A real time data base allows consulting, maintenance, updating and checking activities. RMSS could be integrated into a LAN or WAN via modem for use in a remote operation scheme. In this paper a description of the RMSS is provided. Also, an overview of the RMSS operation at one facility under safeguards belonging to the National Commission of Atomic Energy (CNEA) is presented. Results and conclusions of the system associated with this facility are given.

1 Presentado en el Seminario de Monitoreo Remoto, 16 y 17 de Diciembre 1996, Buenos Aires, Argentina.

THE ARGENTINE REMOTE MONITORING & SURVEILLANCE SYSTEM

Aníbal Bonino, José Luis Roca, Adrián Perez, Luis Pizarro, Mario Krimer, Rubén Teira, Zulema Higa, Silvina Saettone, Javier Monzón, Diego Moroni

Abstract

The Scientific and Technical Support Department of the Argentine National Board of Nuclear Regulation (ENREN) has developed a Remote Monitoring and Surveillance System (RMSS) that provides a media to verify the state of variables related to the monitoring and surveillance activities of nuclear facilities, mainly safeguard applications. RMSS includes a variety of on site installed sensors, an authenticated radiofrequency communication link, a receiver processing unit, an active vision set and a user friendly personal computer interface to collect, view and store pertinent histories of events. A real time data base allows consulting, maintenance, updating and checking activities. RMSS could be integrated into a LAN or WAN via modem for use in a remote operation scheme. In this paper a description of the RMSS is provided. Also, an overview of the RMSS operation at one facility under safeguards belonging to the National Commission of Atomic Energy (CNEA) is presented. Results and conclusions of the system associated with this facility are given.

1. INTRODUCTION AND SYSTEM DESCRIPTION

The RMSS is the argentine remote monitoring and surveillance system. It's main features are associated with safeguard activities and the scope is, essentially, to reduce the cost, both for monitoring agencies and monitored facilities, or to increase the effectiveness of the safeguard actions. RMSS was developed taking into account these points of view. The system is composed basically by sensors, a receiver processing unit, a radiofrequency communication link, an active vision set, a power supply set and a computer processing block. See Figure 1.

The sensors detect motion, measure temperature, have a fiber optic seal instead of mechanical seal, are tamper-proof and have some free general inputs: one digital and two analog which allows them to have other application.

The number of sensors are scaleable up to 255 and can be programmed on site or by remote way. Sensors have energy autonomy of about 2 years. Safety and reliability of the communication link is provided by both authenticated and redundant messages. Authentication of transmissions prevents surreptitious substitution on line of an authentic sensor with another, probably counterfeit. Redundancy is provided by a parallel hot stand-by, using two frequencies in the range of 300 to 900 MHz. in compliance with standards of several countries. Redundancy is also provided by the repetition of the messages in order to avoid missing messages due to collisions.

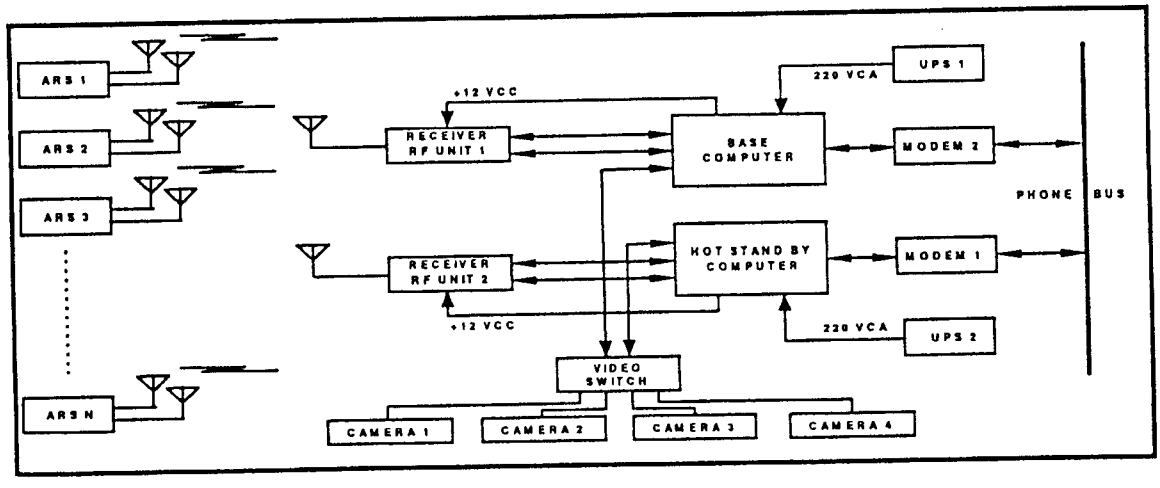


Figure 1. Argentine Remote Monitoring & Surveillance System

The link works up to 300 m. The receiver unit outputs are normalized RS 232/422/485 and reach the serial inputs of two personal computers of industrial type in hot stand-by configuration to provide high reliability and availability.

The operative system QNX provides reliability and portability for multitasking and real time operation. The active vision set includes cameras equipped with motorized zoom and focus lenses, two image frame grabbers and an electronic switcher which controls up to 4 cameras. Cameras can be triggered by sensor and a software comparison of different captured images can recognize different patterns. Also relevant events originate a message that is send via fax.

Self-checking is one of the main important built-in tests of the whole system. In such case the detection of a failure is immediately followed by a correction action and the reinitiation of the system. Two uninterrupted power supplies plus a voltage adder improve the availability of the system. Processes provided as main features can be classified as follows:

- Serial port driver
- Data base management and message interpreter
- Image acquisition
- Fax sending
- Local and remote historical real time data base access
- Sensor programming
- Receiver unit programming

The internal structure of the real time data base contains all the information related to the sensors, including file names associated with the set of images acquired.

The access to the real time data base, to consult via a personal computer, is possible using standard communication protocols. Sensor integrity, real time message arrival, fiber optic state, temperature, anomalies, tamper state, events by day and sensor characteristics can be consulted locally or remotely. Other installation variables, such as those provided by standard instrumentation interfaces could be monitored.

2. DATA ACQUISITION

Data acquisition is performed by means of different sensors which provide digital or analog variables to the acquisition device. Also variables could be classified as internals and externals depending on the application. The acquisition devices could handle up to 4 digital variables and up to 3 analog variables. Usually, devices drive only one digital internal variable (tamper-proof) and only one analog internal variable (temperature). Additional boards provide measures of the fiber optic seal state, movement detection, passive infra-red detection and passive magnetic proximity detection as external variables. Two external analog variables are free and could be used for radiation, pressure or other extra measure. The control of the state of all digital signals is performed by sampling at 1Hz.

3. REMOTE AUTONOMOUS SENSOR

The development of the remote autonomous sensor device is centered on the 68HC705P9 Motorola microcontroller (MCU) and the RFM hybrid monolithic transmitters. Main features of the MCU are the following:

- Low current supply
- 128 Bytes RAM
- 2112 Bytes EPROM
- 20 bidirectional I/O ports and 1 input only port
- 16 Bits Capture/Compare Timer
- 4 channels, 8 Bits ADC
- Single power supply requirements

- Operating temperature from - 40 to 125 CEL
- DC supply voltage from 3.3 to 5 volts
- Clock frequency up to 4.2 MHz

Main features of the RFM hybrid monolithic transmitters are:

- Low current supply
- High stability because carrier frequency is quartz surface acoustic wave
- Several unlicensed work frequencies from 300 to 1000 MHz
- On-Off keyed modulation (OOK)
- Operating temperature from - 40 to 85 CEL
- 2 dBm maximum output power

Block diagram of the RAS device is shown in Figure 2.

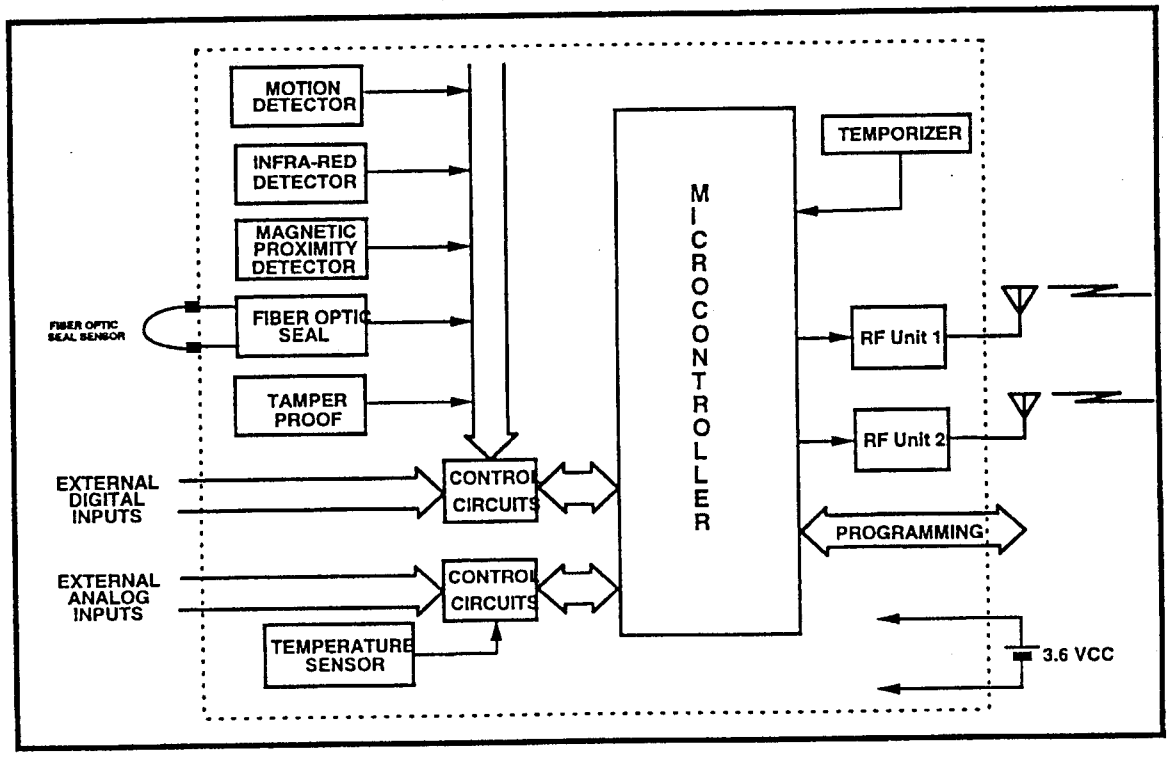


Figure 2. Remote Autonomous Sensor

Main blocks are:

- Microcontroller 68HC705P9 and associated circuits
- Timer and associated circuits
- Transmitters and associated circuits
- Tamper-proof control circuit
- Temperature measure control circuit
- Fiber optic seal control circuit
- Motion detector control circuit
- Passive Infra-red detector control circuit
- Passive magnetic proximity detector control circuit
- Power supply

A timer provides a low frequency clock of 1 Hz. to be used as sampling rate over the monitored signals. High stability and low current supply are their main characteristics. The microcontroller processes the sampled signals to detect the change of the actual state. Two types of messages are handled by the microcontroller named "State Of Health" (SOH) and "Change Of State" (COS) respectively. Messages are conformed by 8 blocks of data, 12 Bytes each one. Bytes characteristics are:

- System (1 Byte) = Number of systems associated with sensors. From 1 to 127
- Sensor (1 Byte) = Number of sensor. From 1 to 255
- Counters (2 Bytes) = Number of messages transmitted. From 1 to 65535
- Authenticated (2 Bytes) = Certify the block of data concerning to a sensor
- Checksum (1 Byte) = Block of data integrity check
- Header (1 Byte) = Start of the block of data
- Data (4 Bytes) = Data information

Messages are transmitted four times with a random gap of up to 15 sec. to avoid collision problems between blocks of data belonging to different sensors. Last generation algorithms provide data authenticity and encryption to fit the security system requirements.

SOH messages are transmitted at a variable rate of 15 sec. to 18 hs. set by program. Data information complies with the state of digital and analog variables and the storage of historical digital variables behavior for the last 24 hours.

COS messages provide information about the change of digital variables from normal to abnormal state and vice versa. COS messages are transmitted immediately after the change from normal to abnormal state and with a delay of up to 255 sec., selected by program, from abnormal to normal state. This last technique avoids the possibility of a block up in the communication channel in the course of the system installation and programming. Also, a change of analog variables could be monitored originating a COS message when variables reach some reference level (upper or lower level).

SOH and COS messages are transmitted via two radiofrequency channels in the range of 300 MHz to 900 MHz. using On-Off keyed modulation (OOK) techniques. The Manchester synchronous protocol provides high noise immunity. Versatility is improved since protocol parameters such as velocity are set during sensor programming.

Acquisition devices comply:

- Fiber optic seal control circuit: composed by optoelectronic elements and control circuits to provide the microcontroller with signal to control the integrity of a fiber optic loop.
- Tamper-proof control circuit: composed by a mechanical toggle switch normally closed and associated circuits to detect the RAS opening.
- Motion detector control circuit: combination of mercury tilt switches with typical life of 250 000 operations and a digital divider. This set provides motion detection with an operating angle of about 2 degree. Sensibility could be set during installation by means of the digital divider according to the operating scenario.
- Passive Infra-red detector control circuit (PIR): consist of a passive infra-red sensor with a variety of interchangeable lenses which include wide angle, long range and vertical curtain styles selected according to the nature of the room and the specific area requirements.
- Passive magnetic proximity detector control circuit (PMP): consist of a magnetic passive face to face proximity detector which allows to detect opened or closed doors and windows.
- Temperature measure control circuit: composed by a thermistor as detector which allows temperature measurement in the range of - 20 CEL to 80 CEL with 10% of maximum relative error.

Power supply is provided by a 3.6 volts Lithium inorganic battery AA size, which allows a RAS autonomy of 2 years. A capacitor in parallel with the battery allows continuous operation in case of battery replacement.

4. RADIOFREQUENCY RECEIVER UNIT

The radiofrequency receiver unit (RRU) is a smart type receiver. The development of RRU device is centered on the 68HSC705C8A Motorola microcontroller (MCU) and the RFM hybrid monolithic receivers. The main features of the MCU are the following:

- 176 Bytes RAM, configurable
- 7744 Bytes EPROM, configurable
- 20 bidirectional I/O lines and 7 input only lines
- Computer operating properly watchdog timer
- Serial communication interface system
- Single power supply requirements
- Operating temperature from - 40 to 85 CEL
- DC supply voltage from 3.3 to 5 volts
- Clock frequency up to 8 MHz

Main features of the RFM hybrid monolithic receivers are:

- Low current supply
- High selectivity by means of the use of surface acoustic wave devices
- High sensitivity passive design with no RF oscillation
- 5 Kb/s or 10 Kb/s baseband data rate
- Several unlicensed work frequencies from 300 to 1000 MHz
- On-Off keyed modulation (OOK)
- Operating temperature from - 40 to 85 CEL
- 10 dBm incident RF power

Block diagram of the RRU device is shown in Figure 3

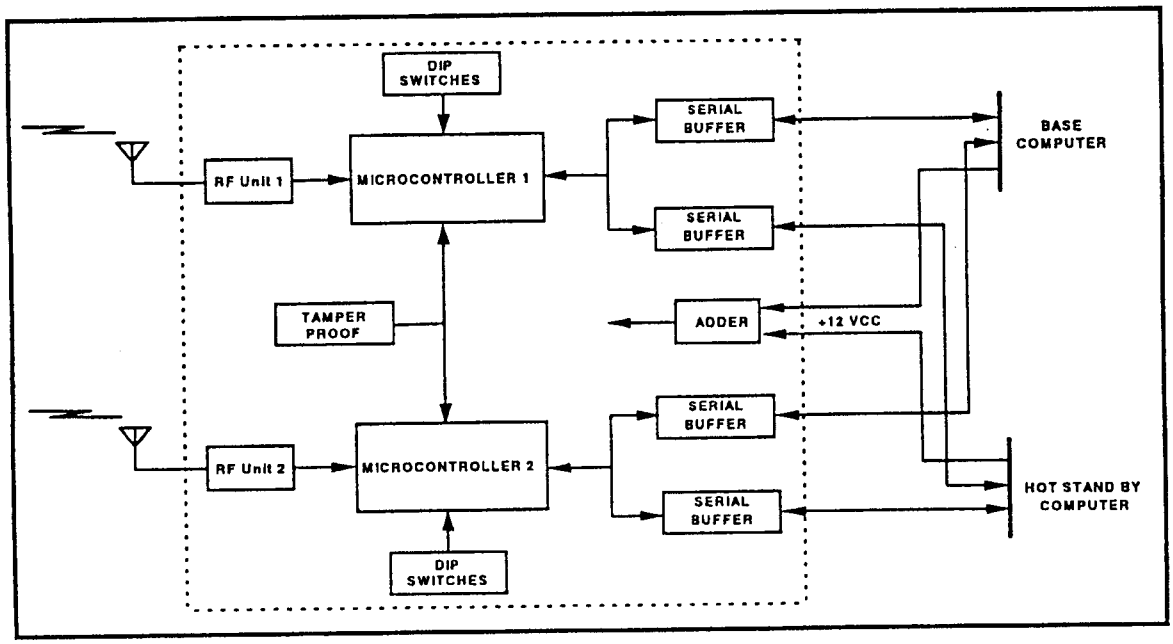


Figure 3. Radiofrequency Receiver Unit

Main blocks are:

- Microcontroller 68HSC705C8A and associated circuits
- Receivers and associated circuits
- Asynchronous serial driver circuit
- Tamper-proof control circuit
- Dip-switches and associated circuits
- Power supply

SOH and COS messages transmitted from RAS are received by the RRU via two radiofrequency channels in the range of 300 MHz and 900 MHz. using On-Off keyed modulation (OOK) techniques. A variety of statistics over signals provided by the receivers is performed by the microcontroller in order to minimize de noise to signal ratio.

The retrieved information is sent to the serial input driver to be handled later by the System Process Unit (SPU). A serial asynchronous protocol RS232/422/485 is used to provide communication between RRU and SPU in a redundant and independent modality.

Tamper-proof control circuit composed by a mechanical toggle switch normally closed and associated circuits provide detection of SPU opening.

In order to personalize different receiver functions according to installation topology, dip-switches are used. It is also possible to modify these functions from the SPU directly.

Power supply is provided directly from SPU by means of a voltage adder which receives in a redundant modality voltages from two computer power supplies belonging to the SPU.

5. SYSTEM PROCESS UNIT

SPU is composed of two Pentium computers of industrial type in hot stand-by configuration in order to increase reliability, availability and safety of the whole system. Both computers receive via multiport cards the information from the RRU. Two image frame grabbers, one per computer, receive via an electronic switcher, the information of up to 4 cameras. Cameras and switcher are Burle. Computers are powered by two independent uninterrupted power supplies and the communication link is performed via two independent modems. The SPU has a self-checking capability therefore when anomalies occur the system is rebooted.

Software development platform is QNX 4.22, C as third-generation programming language and WATCOM C 9.52 as compiler.

Hardware architecture is CPU ADVANETCH PCA-6157 Pentium, 100 MHz, 8 Mb RAM, HD 1 Gb, FD 1.44 Mb 31/2, frame grabber WINVISION, 187x194 pixels resolution expanded up to 310x194 pixels and a serial multiport card (4 ports). The main features of the SPU are:

- **Serial Driver:** The data could arrive from any RAS (up to 127 systems with 255 RAS each one as maximun). SOH and COS messages are repeated four times per transmission frequency. The driver reads the data at the serial port, checks block of data integrity, screens repeated messages, makes the statistics about the number of messages received from each sensor and sends the respective event to the messages interpreter. This driver is sleeping during RRU programming.
- **Message interpreter and data base manager:** Checks the message system correspondence, the actual existence of sensor number, the right authenticated and stores the events and data in the data base. An anomaly is detected, identified and registered when some of the above conditions are not fulfilled. The time between SOH belonging to a RAS is well Known, if a SOH doesn't arrive in an expected time interval, a missing message will be assumed. A fax is sent to a predeterminated fax telephone number if some COS message arrives. No new faxes are sent if new COS messages arrive during an interval of 20 min. from the first one, so the user has enough time to keep in touch with the system to check the cause of the COS message.

  The message interpreter and the data base manager create a data base composed of daily data files, image files associated to COS and erroneous data files.

Daily data files have a format [aammdd] where the fields are [aa] for the year, [mm] the month and [dd] the day in which the files are created. The internal structure of the real time data base contains the following information:

- Sensor number
- Message number
- Event type
- Event date
- Event calendar time
- Source of data
- State of digital variables
- State of analog variables
- File name associated with the set of acquired images

To avoid data inconsistency, updating of the data base is reported to the system by the RAS programming process. By means of the real time option in the query menu program the information can be displayed on the monitor screen.

- **Image capture:** This process captures an image from a specified camera when it is required by the user or when it is associated with a defined COS messages. Image resolution is 310 x 194 pixels, gray scale. After capture, the image is compressed and stored in a file. Images format is jpeg which allows a good compression rate. File name is alphanumeric and admits a capacity of up to 12 960 000 different images.
- **Fax sending:** A fax is sent when a COS message is presented or a system malfunction occurs. Fax sending process checks modem state prior releasing a fax. When the modem is busy the process checks the modem state every until it finds enabled. Process controls also the acknowledge of fax receipt return and, in case of error release, sends a new fax.
- **Local and remote query of the historical data base:** By means of simple software supporting phone protocol (Zmodem) it is possible to link a remote PC receiving data from the different RAS via the RUU. The main menu is shown in Figure 4.

Menu principal

SISTEMA DE MONITOREO REMOTO
Consultas y Transferencia de Datos

1. Tiempo Real
2. Eventos por día
3. Transferncia por período
4. Datos de los sensores
5. Anomalías

S. Salir

Seleccione la opción deseada:

Figure 4. RMSS Main Menu

Main menu provides the following queries:

- Tiempo Real: Real-time. Display all messages (COS and SOH) as they are receiving from the RUU. See Figure 5. Fields are the following:

Sensor	= Sensor number
Evento	= message type (in case of COS with the corresponding D_i)
Mensaje	= message number (COS and SOH)
Alarma	= out of limits alarm from analog variables
D_i	= Digital variables description (sensor type) and state (normal or abnormal)
A_i	= Analog variables description (variable name) and actual value
Hist.	= Description of digital variables behaviour for the last 24 hours
Fecha	= message date (COS and SOH)
Hora	= message actual time (COS and SOH)
Imagen	= video image captured by a camera associated with a COS message from a sensor

TIEMPO REAL

Sensor: 1		Evento:	Cambio-estado 3
Mensaje: 20477		Alarma:	
D1:	1 normal	A1: temperatura	22.30
D2:	2 violado	A2:	
D3:	3 normal	A3:	
D4:	4 normal	Hist:	
Fecha: 03/09/1996		Hora: 13:24:48	Imagen: I_0002U.jpg

Espere un momento o presione una tecla para salir.....

Figure 5. RMSS Real Time Query

EVENTOS DEL 03/09/96

Sensor: 1		Evento: Estado de salud-SOH	
Mensaje: 20476		Alarma:	
D1:	1 normal	A1: temperatura	22.30
D2:	2 violado	A2:	
D3:	3 violado	A3:	
D4:	4 normal	Hist: nVVn	
Fecha: 03/09/1996		Hora: 13:24:43	Imagen:
Sensor: 1		Evento: Cambio-estado 3	
Mensaje: 20477		Alarma:	
D1:	1 normal	A1: temperatura	22.30
D2:	2 violado	A2:	
D3:	3 normal	A3:	
D4:	4 normal	Hist:	
Fecha: 03/09/1996		Hora: 13:24:48	Imagen: I_0002U.jpg

<ESC>: sale <A>: avanza

Figure 6. RMSS Events per day Query

- Events per day: Display all messages originated by sensors for a determined date as shown in Figure 6.

- File transfer by time period: With this option all message files for some selected period of time are transferred from the local PC to a remote PC. Since those files are provided in ASCII format, they can be consulted by means of a conventional text editor. Also data files could be picked up and handled by a data base manager in order to make some statistics over them or directly by means of an EXCEL for WINDOWS worksheet.

DATOS DE LOS SENSORES

Sensor: 1	Estado: ACTIVO	Cámara:1
Nombre: 1	Tipo: 1	Id: a0
Tiempo SOH: 20.00	Expanción: 6	
Fecha Alta: 29/08/96	Fecha Baja:	

Digitales

D1: 1	D2: 2
D3: 3	D4: 4

Analógicos	**Unidad**	**Nivel Superior**	**Nivel Inferior**
A1: temperatura		50.00	9.88
A2:			
A3:			

<ESC>: sale <A>: avanza

Figure 7. RMSS Sensor Data Query

- Sensor data: Display all the information about sensors. See Figure 7. Fields are the following:

Sensor	= Sensor number
Estado	= State (active or inactive)
Camara	= Camera number associated with sensor
Nombre	= Sensor name
Tipo	= Sensor type
Id	= Programmig control mode
Tiempo SOH	= SOH time interval
Expansión	= Trasmission speed mode
Fecha Alta	= Sensor entry date to system
Fecha Baja	= Sensor exit date to system
D_i	= Description of digital variables (sensor type)
A_i	= Description of analog variables (variable name)
Unidad	= Analog measure unit
Nivel Superior	= Maximum limit value for analog variables
Nivel Inferior	= Minimum limit value for analog variables

ANOMALIAS DEL 01/01/96 AL 31/03/96

sensor	fecha	hh:mm:ss	mensaje de error
1	04/03/96	14:56:33	Sensor no válido
2	04/03/96	14:57:28	Sensor no válido
3	04/03/96	14:58:24	Sensor no válido
4	04/03/96	14:59:20	Sensor no válido
5	04/03/96	15:00:15	Sensor no válido
6	04/03/96	15:01:10	Sensor no válido
7	04/03/96	15:03:01	Nro. sist. distinto
8	04/03/96	15:03:57	Nro. sist. distinto
9	04/03/96	15:04:57	Nro. sist. distinto
10	04/03/96	15:05:49	Nro. sist. distinto
11	04/03/96	15:07:39	Mal autenticado
12	04/03/96	15:08:40	Mal autenticado
13	04/03/96	15:09:35	Mal autenticado
14	04/03/96	14:56:33	Sensor no válido
15	04/03/96	14:57:28	Sensor no válido
16	04/03/96	14:58:24	Sensor no válido

<ESC>: sale <A>: avanza

Figure 8. RMSS Anomalies Data Query

• Anomalies: Display all not coherent messages received with the error message associated as shown in Figure 8 Fields are:

sensor	= Sensor number
fecha	= Message date (COS and SOH)
hh:mm:ss	= Message time (COS and SOH)
mensaje de error	= Error message type

6. RAS AND RUU PROGRAMMING

Programming RAS and RUU are easy tasks and must be done from the mainframe base computer via programming and/or communication ports. RAS programming is off line. It is necessary to connect RAS with the base computer programming port via cables and connectors. RAS stores the following internal parameters related to its operation:

- Time between SOH messages
- Delay time from the end of programming at the beginning of operation
- Radiofrequency characteristics
- System number
- Sensor number
- Authentication and encryption keys

Due to the diversity of places in which the RUU could be installed and the different electromagnetic characteristics of these places, the internal RUU parameters can be modified in order to provide integrity and security to the arriving data. RUU programming could be done on line and/or off line. In the first case it is not necessary to disconnect the RUU from the base computer communication port. RUU stores the following internal parameters related to its operation:

- Radiofrequency characteristics
- System number

- RUU number
- Time between SOH messages
- Authentication and encryption keys

7. APPLICATION AND RESULTS

A reduced version of RMSS has been installed at one facility under safeguard belonging to the National Commission of Atomic Energy (CNEA) in order to measure RMSS performance characteristics.

In this case RMSS is composed of only one camera, four RAS, one RUU and one SPU as shown in Figure 9. The place was conditioned to make more easy the installation.

RAS #1 and #2 detect motion and fiber optic seal opening. Both of them were installed over fissionable material containers inside the warehouse.

RAS #3 detects main warehouse door opening and fiber optic seal opening. A passive magnetic proximity detector was installed over the main door and fiber optic seal was installed over the warehouse air-conditioning equipment.

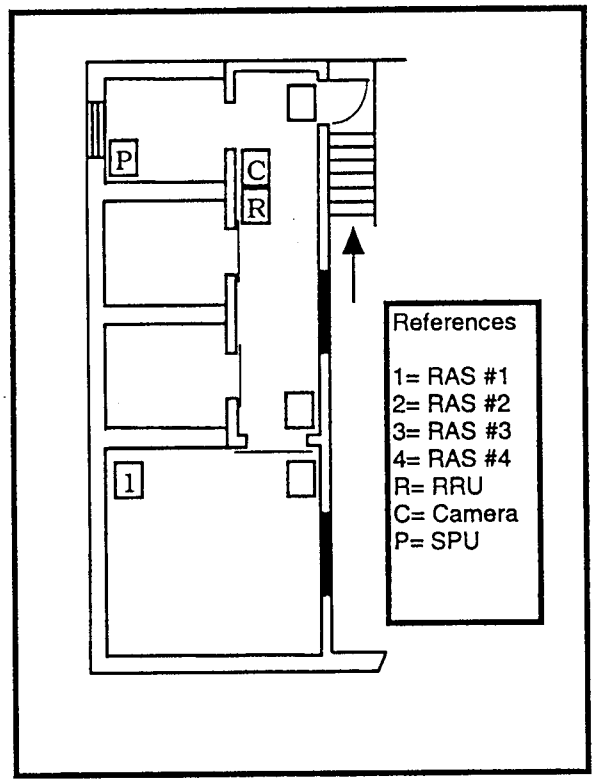


Figure 9. RMSS top view installation site

RAS # 4 detects seal opening and volumetric motion in the area. Fiber optic seal was installed all around the three internal doors of the warehouse and a passive infra-red detector was installed looking at the warehouse entrance.

A camera was installed looking at the warehouse entrance main door and is triggered by RAS #3 or RAS #4.

Files analyzed cover the period 3/10/96 - 14/11/96. Figure 10 shows COS messages versus date over that period for all RAS. Most of the COS messages occurring early at the beginning are associated with the installation phase. Detailed COS messages for 24 hours belonging to a date is shown in Figure 11.

For a selected day, that is 5/10/96 for this example, COS messages belong to RAS #3 and RAS #4, main door warehouse opening and volumetric motion respectively. Between 13.05

hs. and 13.25 hs. approximately, there was an intrusion in the warehouse, therefore a camera was triggered when the main door was opened and closed and also when people moved inside the warehouse, at a rate of one image per RAS demand.

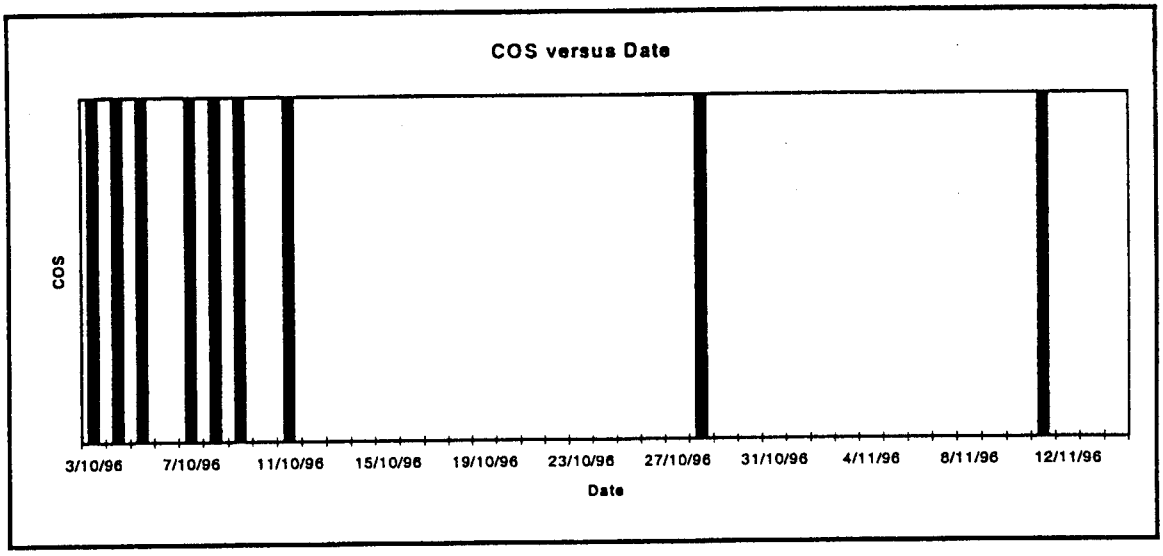


Figure 10. COS messages versus Date for period 3/10/96-14/11/96

Typical images captured by camera are shown in Figure 12 and 13 related to triggered actions of RAS #3 and RAS #4 for date 5/10/96.

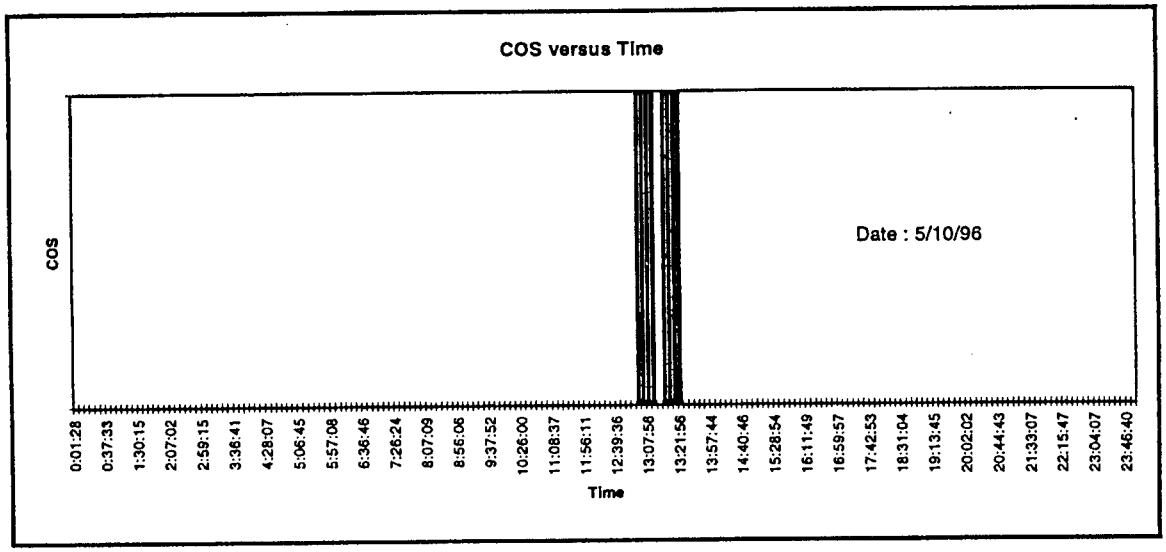


Figure 11. COS messages versus time for date 5/10/96



Figure 12. Captured image by main door sensor trigger



Figure 13. Captured image by infra-red sensor trigger

All RAS measure temperature inside warehouse. Different position of sensors provide different ranges of temperature, nevertheless all RAS present the same variations in time. Figure 14 to 17 show the variation of temperature versus time for all RAS within the analyzed period.

RAS #4 presents some problems at the very end of the period under analysis mainly owing to poor board connection terminals.

Figures 18, 22, 26 and 30 show missing block messages versus time for RAS #1, #2, #3 and #4 respectively. Vertical scales are different since the quantity of missing complete block messages, this is four messages per block of data, change with the RAS.

Figures 19, 23, 27 and 31 show missing messages per block of data versus time for RAS #1, #2, #3 and #4 respectively. Since messages are transmitted four times per block in order to avoid collisions, this is a configuration one out of four, it would be possible to miss up to three messages without problems.

COS messages versus time for RAS #1, #2, #3 and #4 are shown in Figures 20, 24, 28 and 32. These figures present a correlation with Figure 10, since it shows all COS messages.

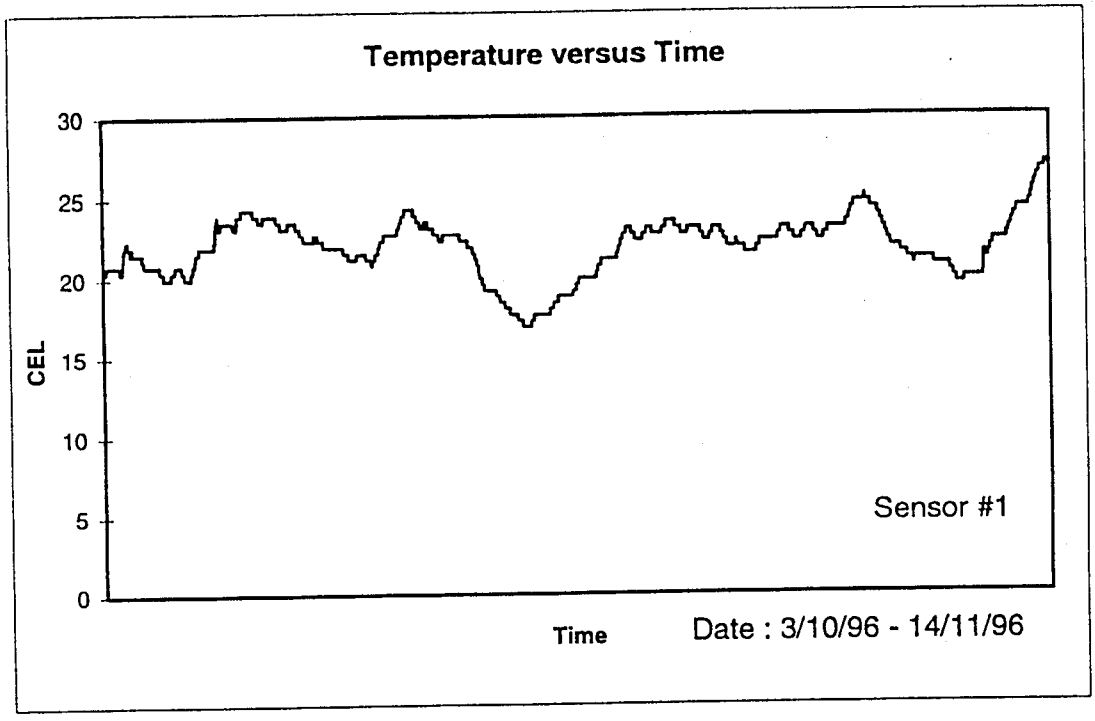


Figure 14. Temperature versus time RAS #1

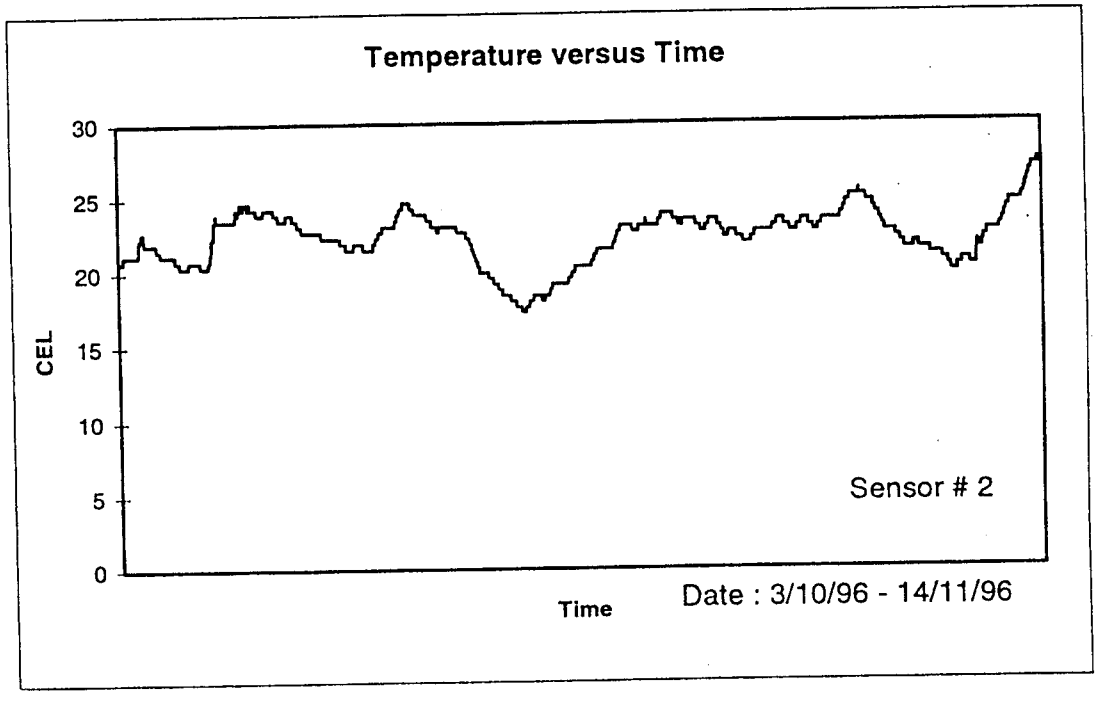


Figure 15. Temperature versus time RAS #2

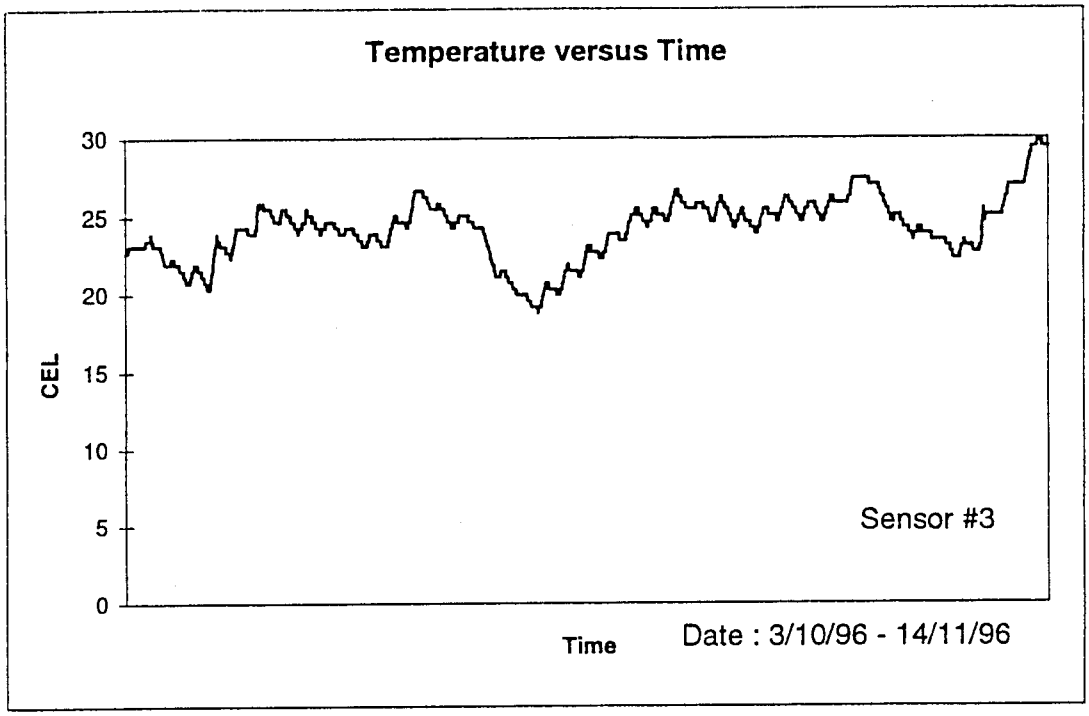


Figure 16. Temperature versus time RAS #3

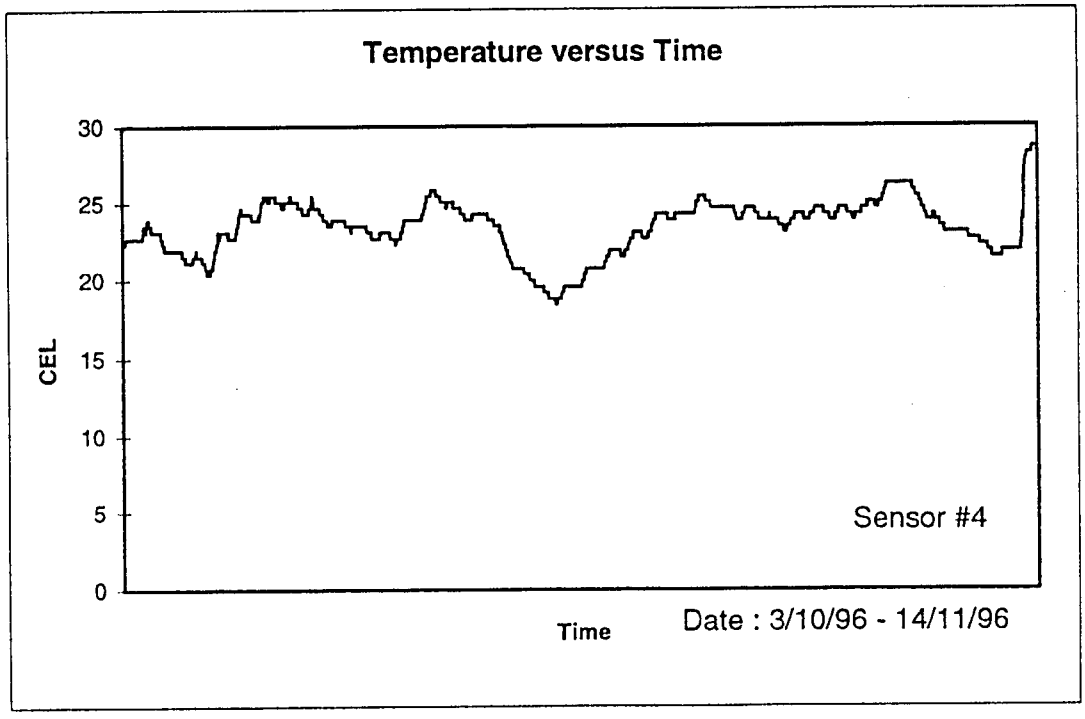


Figure 17. Temperature versus time RAS #4

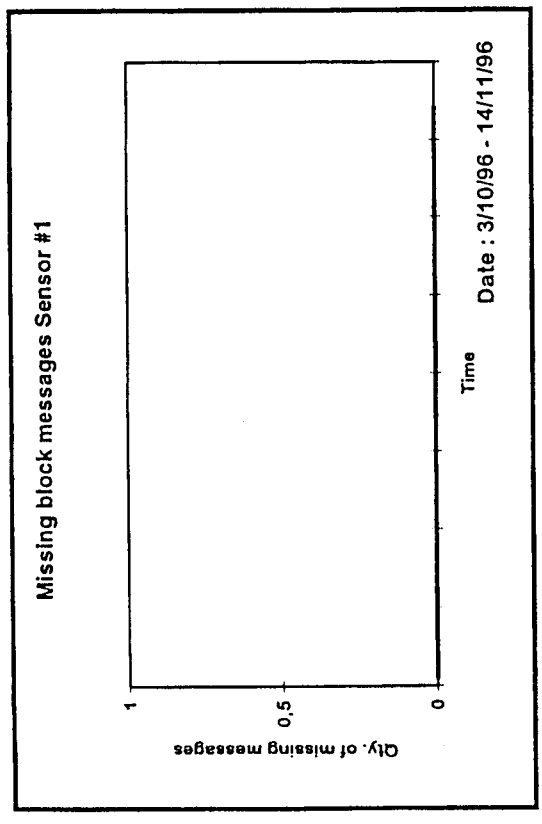


Figure 18

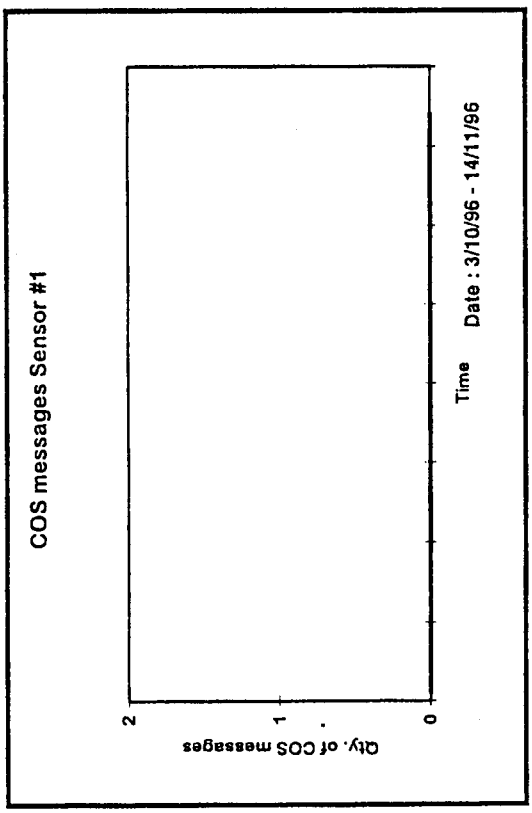


Figure 19

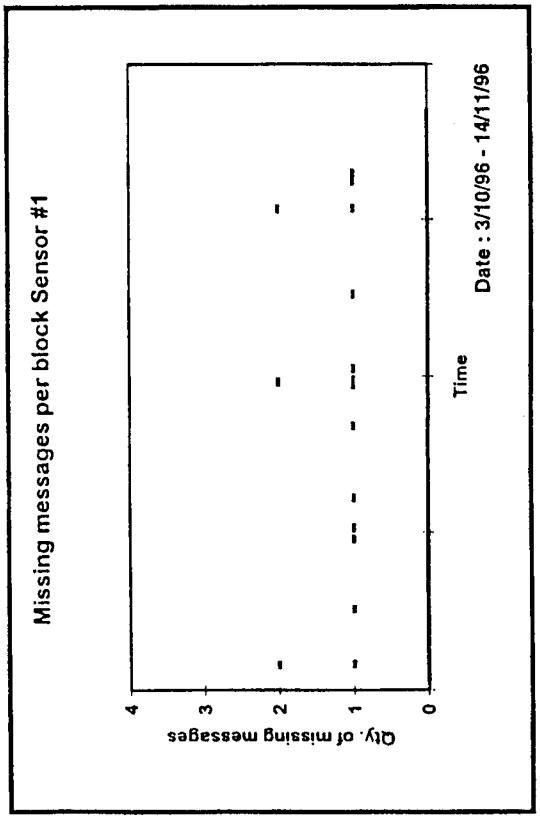


Figure 20

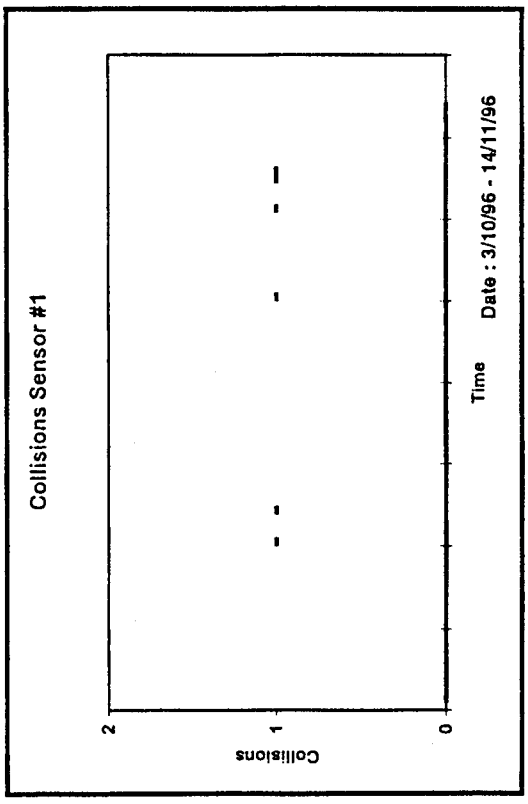


Figure 21

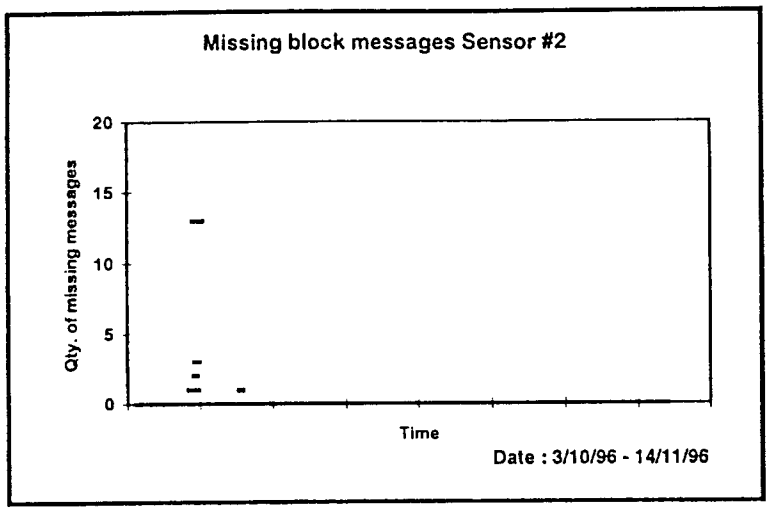


Figure 22

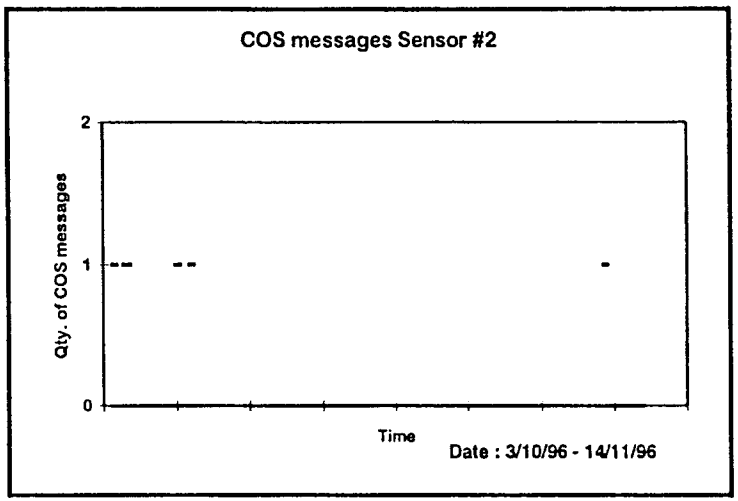


Figure 23

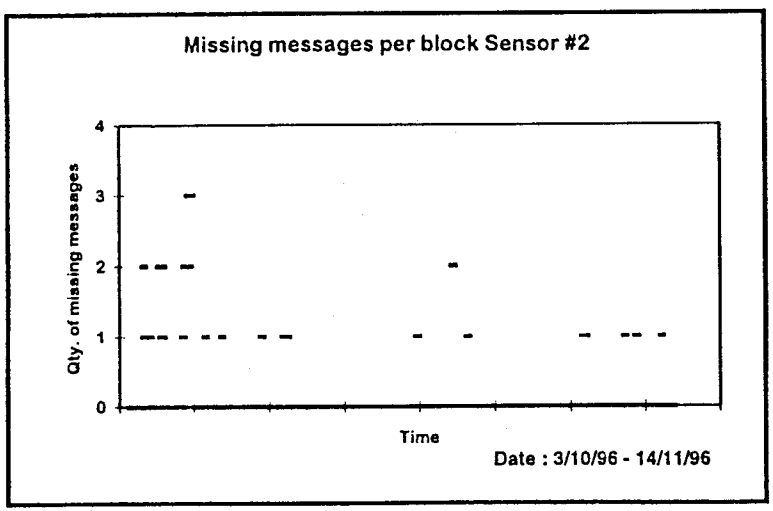


Figure 24

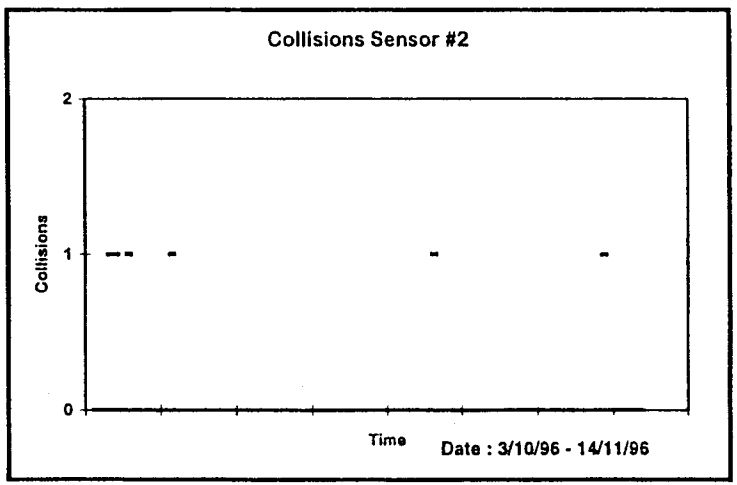


Figure 25

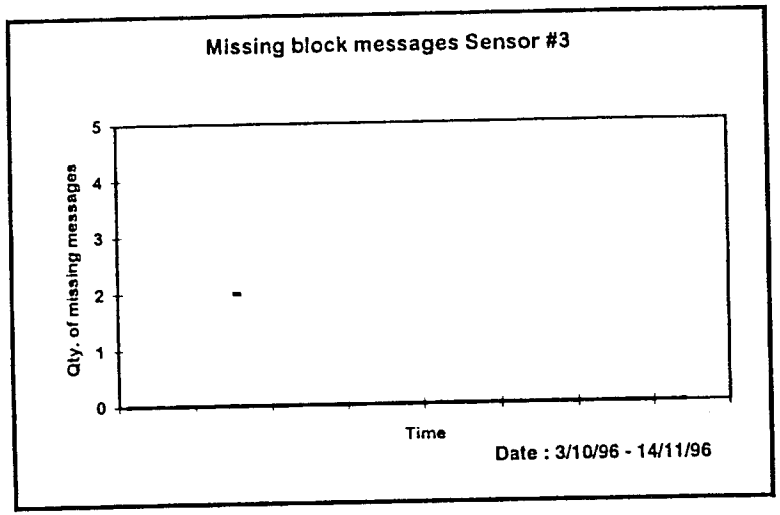


Figure 26

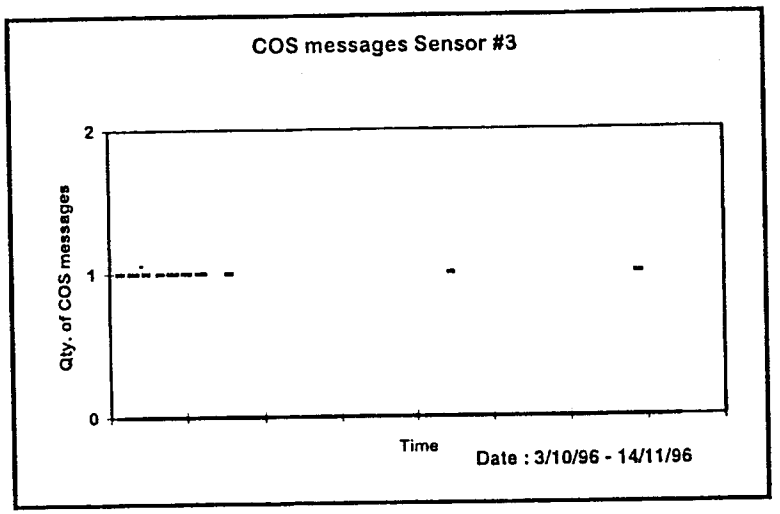


Figure 27

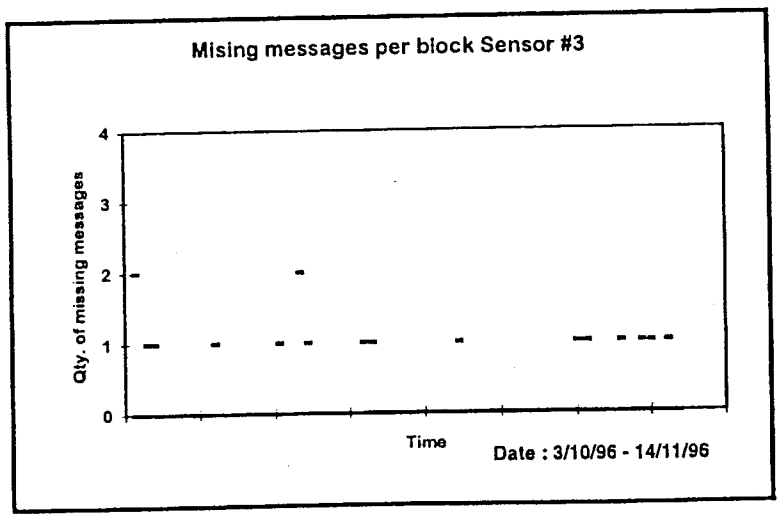


Figure 28

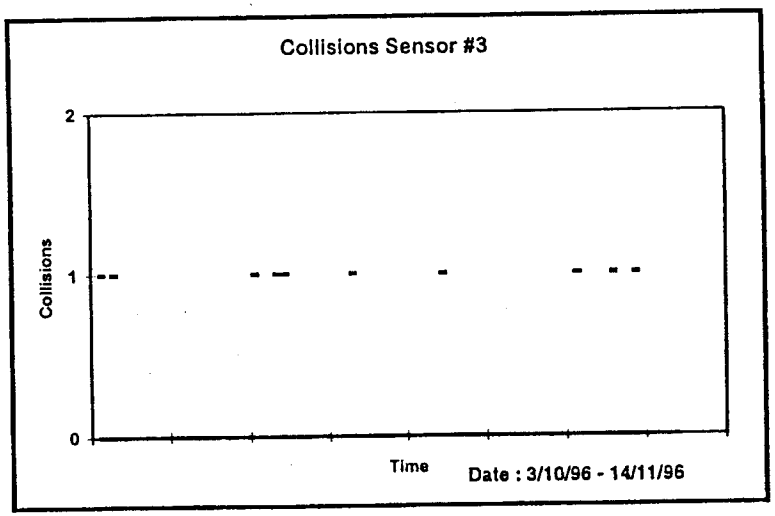


Figure 29

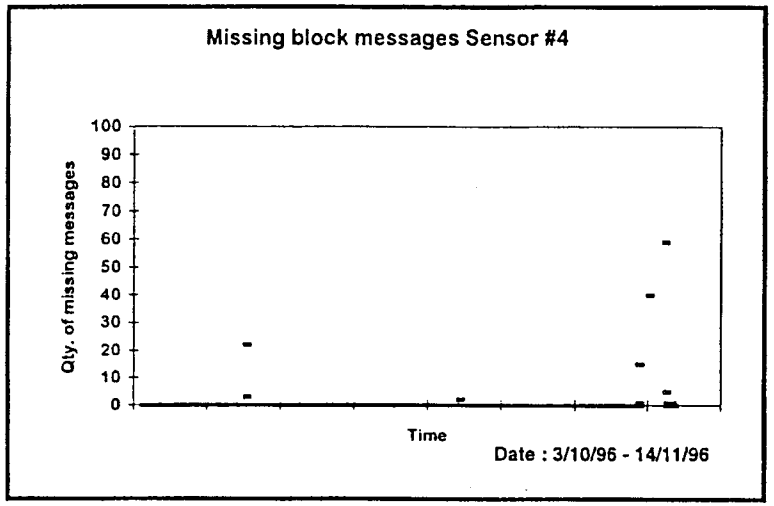


Figure 30

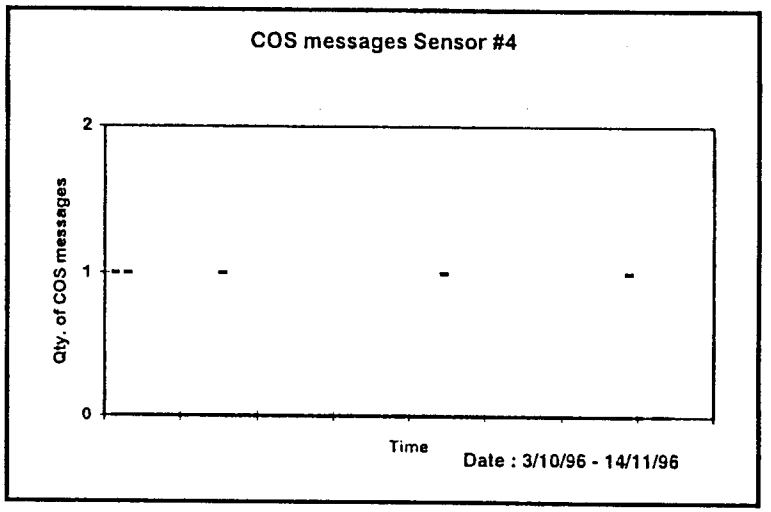


Figure 31

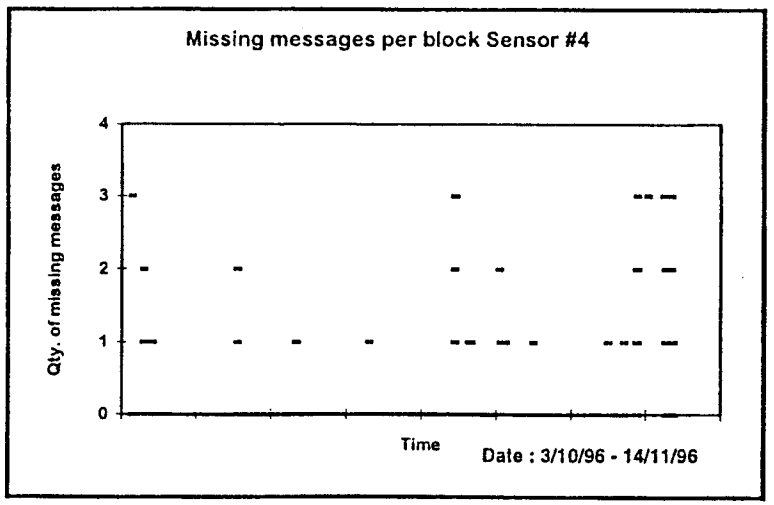


Figure 32

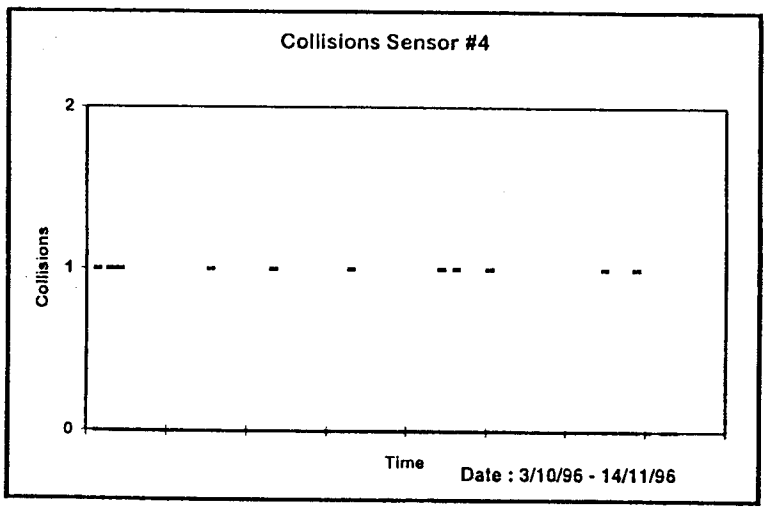


Figure 33

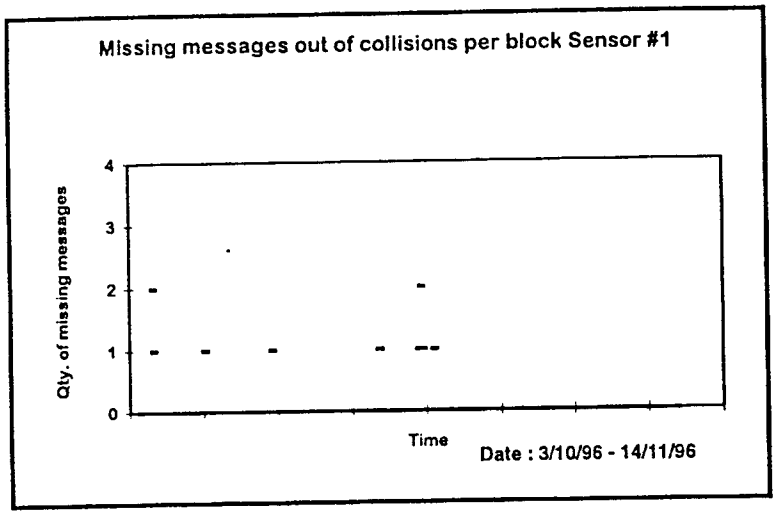


Figure 34

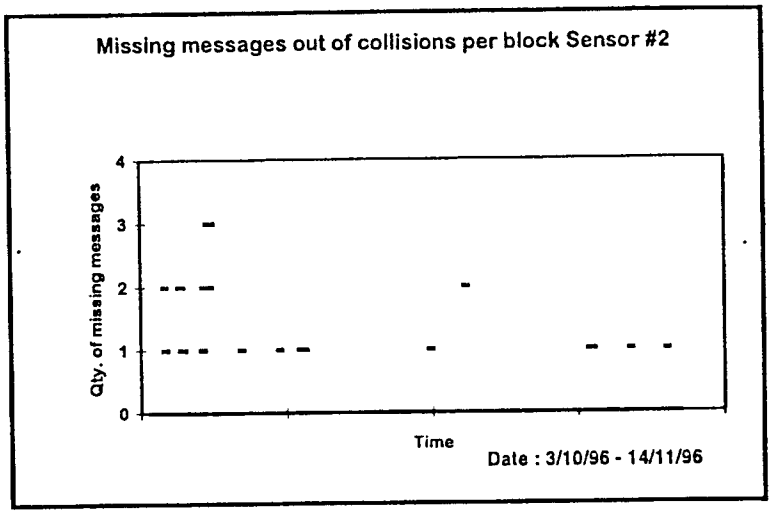


Figure 35

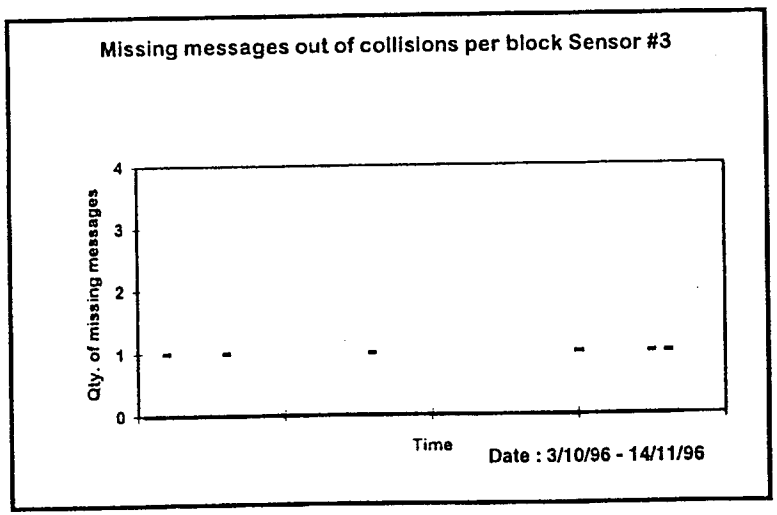


Figure 36

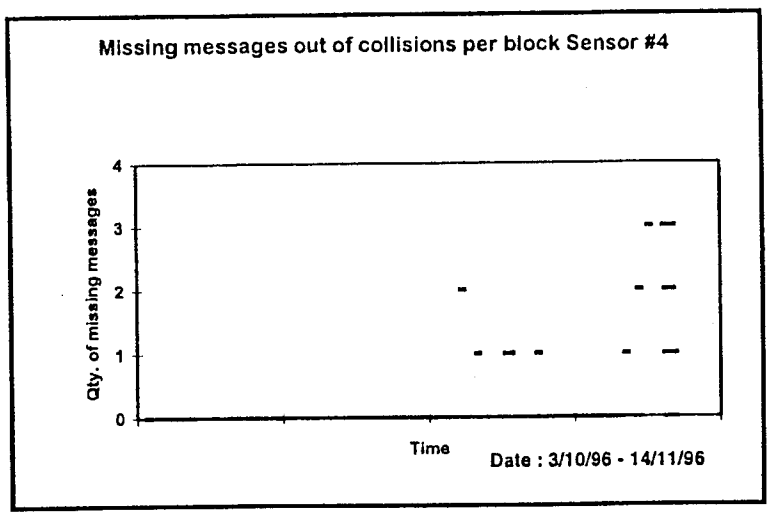


Figure 37

Figures 34, 35, 36 and 37 show missing messages per block out of collision for RAS #1, #2, #3 and #4 respectively. In fact they represent missing messages for reasons not related with collisions between blocks of data of different sensors. RAS #1 and #3 show a good behavior with one or two out of four missing messages out of collisions per block. RAS #2 shows many of those missing messages at the very beginning mainly due to installation activities. RAS #4 presents some problems at the very end of the period under analysis for reasons described before.

Missing messages rates as the relation between all missing messages over total transmitted messages are:

RAS #1: 0,24 %
RAS #2: 2,43 %
RAS #3: 0,35 %
RAS #4: 7,74 %

8. CONCLUSIONS

Although the reduced version is far from the standard version of the system, from the point of view of availability and reliability, the results are satisfactory. RAS prototypes works well and fit the requirements. RAS worked 4128 hours without failures, RAS #4 presented problems at the very end of the period under analysis mainly due to poor board connections. Temperature is follow up by the four RAS in the same way.

The communication link works well and the images captured by triggering COS messages are clear and can be stored with the corresponding format on data base.

Screens proposed improve the handshake of information, in fact the programming and the query. The communication via modem and the local and remote query of the historical data base is performed satisfactory as it also the file transfer.

The next steps in the RAS development will be the inclusion of a dose rate meter and the encryption of the transmitted data information besides the authentication.

From the system point of view should follow the implementation of an automatic remote query process, so that the data provided by this query can become a part of an SQL data base on a UNIX server which runs on WWW (World Wide Web) server. A query mechanism would be defined exploiting the possibilities of the interface between the WWW server and an application provides by CGI (Common Gateway Interface).

A Hypothetical Case Study: Can Safety Analysis Be Used as a Regulatory Tool?

Siraky, G.

Publicado como PI-7/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

A HYPOTHETICAL CASE STUDY: CAN SAFETY ANALYSIS BE USED AS A REGULATORY TOOL?

G. Siraky

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION
ARGENTINA

RESUMEN

En este trabajo se presenta un caso de estudio referente al análisis de seguridad de una instalación hipotética de disposición final de residuos radiactivos de baja actividad próximo a la superficie, cuyo objetivo es mostrar su utilidad como herramienta regulatoria para la toma de decisiones en temas relacionados con la operación y clausura de estas instalaciones. Estas cuestiones son: la autorización para la operación de la instalación, o de un período de control institucional propuesto, después de su clausura, la recomendación (o no) de restricciones en el uso de la tierra, los requerimientos relativos a la durabilidad y extensión de las cubiertas resistentes a la intrusión (si se requieren), etc.

El caso de estudio involucra un sitio hipotético, con características geológicas sedimentarias, morfología topográfica plana, y aguas subterráneas próximas a la superficie. La instalación considerada para este caso es un grupo de cinco trincheras de tierra, donde los residuos se disponen en tambores, ya sea compactados o solidificados. Una vez completa su capacidad, cada trinchera se rellena con tierra del lugar y se cubre con una capa de material que impide la infiltración de agua. Los radionucleidos de principal interés dispuestos en estas trincheras son ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{60}Co y ^{3}H. Los inventarios considerados en cada trinchera y de cada nucleido son, respectivamente, 2, 0.1, 10 y 10 TBq.

Dos escenarios se consideraron en este caso de estudio: uno se refiere al transporte de actividad desde las trincheras después de la falla de la cubierta, mientras que el otro es un escenario residencial.

Este caso de estudio fue resuelto utilizando modelos ya aplicados en la resolución de casos de estudio de un Programa de investigaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica.

Como resultado de la aplicación de los modelos , se obtienen dosis en los puntos de interés (localizados aguas abajo de las trincheras), en función del tiempo. Estos resultados son imprescindibles en el momento de la toma de decisiones referentes a la duración del período de control institucional, y las restricciones a ser aplicadas (o no) al uso de la tierra. Los resultados del cálculo de dosis para el escenario residencial en distintos tiempos se utilizan para la toma de decisiones respecto a los requerimientos de durabilidad y extensión en el espacio de las cubiertas resistentes a la intrusión (si es que son necesarias).

ABSTRACT

The objective of this work is to present the safety analysis of a hypothetical near-surface low-level radioactive waste final disposal facility as a case study to demonstrate its usefulness as a regulatory tool to aid in making decisions on issues related to its operation and closure. These issues are: the authorisation for the operation of the facility, or for a proposed institutional control period after its closure, the recommendation (or not) for restrictions in land usage, durability requirements concerning intrusion resistant covers, etc.

The case study involves a hypothetical site, with a sedimentary geology, a flat topographical morphology, a humid-temperate climate, and groundwater near the surface. The facility considered for this case is a set of five earth trenches, where the wastes are disposed in drums, either compacted or solidified. Upon completion of its capacity, each trench is backfilled with native earth and covered with a waterproof layer. The radionuclides of main interest disposed in the trenches are: ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{60}Co and ^{3}H. The inventories taken into account for each trench and each nuclide are, respectively, 2, 0.1, 10, and 10 TBq.

Two scenarios were considered in this case study, one relates to activity transport from the trenches after cover failure while the other is a residential scenario.

This case study was solved using several models already applied in solving different test cases from the IAEA's NSARS Research Program.

Knowing the doses at the points of interest (located downstream from the trenches), as function of time, contributes to decision making regarding the duration of the institutional control period, and the restrictions to be applied (or not) to land usage. The dose calculation for the residential scenario at different time terms contribute to decision making on the durability requirements for intrusion resistant covers.

A HYPOTHETICAL CASE STUDY: CAN SAFETY ANALYSIS BE USED AS A REGULATORY TOOL?

G. Siraky

NATIONAL BOARD OF NUCLEAR REGULATION
ARGENTINA

1. INTRODUCTION

During the licensing process of a facility for the final disposal of low-level radioactive waste near the surface, some key decisions arise for the regulator. Those of main interest are: the authorisation for operation or closure of the facility, the recommendation (or not) for restrictions in land usage after the end of the institutional control period, and the durability requirements concerning intrusion resistant covers. This work explores the usefulness of the safety assessment of this kind of facilities, as a regulatory tool in making such decisions.

2. THE CASE

2.1. The facility

The target of this case study is a hypothetical facility, composed by a set of five earth trenches. Each trench is 100 m long, 20 m wide and 2.5 m deep. The wastes are disposed in drums, either compacted or solidified by a cementitious form. Upon completion of its capacity, each trench is backfilled with native earth and covered with a waterproof layer. The radionuclides of main interest disposed are: ^{137}Cs, ^{90}Sr, ^{60}Co and ^{3}H. The inventories of these radionuclides in each trench are, respectively, 2, 0.1, 10, and 10 TBq. The proposed institutional control period is 50 years after the end of the operational life time of the facility.

2.2. The site

A site with sedimentary geology, a flat topographical morphology, a humid-temperate climate, and groundwater near the surface has been assumed. The main characteristic parameters required for its modelling is listed in **Table I**. They were selected by applying conservative criteria.

3. THE SAFETY ANALYSIS

3.1. Scenarios

Two scenarios were considered in this case study for conducting an extended analysis, one of them is related to the transport of activity from the trenches after cover failure and the other one, is a residential (intrusion) scenario. These scenarios were screened from a longer list of possible ones, considering their potential consequences upon the most exposed individuals [1].

When doses are estimated in this kind of situations, several assumptions must be made which condition the calculations. Such assumptions are based on the present knowledge of the activities that may be regarded as possible situations of exposure.

The main features of the considered scenarios are as follows.

3.1.1. *Transport Scenario*

Also called "Normal" Scenario, since it results from the natural degradation of the involved barriers. The presence of water in the system contributes to these phenomena, including on leaching and dissolution processes, which release the activity contained in the wastes. On the other hand, the

geologic material under the trenches play a key role on the retention of these radionuclides and delaying their migration to the biosphere accessible to man.

In this case, the complete failure of the waterproof cover after 50 years is considered. In the initial time step (0-50 years) the infiltration was considered as 1% of the natural soil infiltration in the surrounding area. Further on, t >50 years, the infiltration rate was assumed to be equivalent to the natural one in the site.

Although wastes were supposed to be disposed in drums, the latter were ignored for this particular case, for the sake of simplicity and conservativeness: their potential durability can be disregarded in the context of the time span considered in the analysis.

In this scenario it is considered that, once the radionuclides are released from the trench (source term) by the aqueous phase, they are transported through the unsaturated zone, beneath the trenches, and then through the saturated zone. During both migration paths, the nuclides are submitted to sorption phenomena, that produce their effective retention on the geologic material and a considerable delay (respective to the water flow) in their arrival to the biosphere accessible to man.

Besides, after the end of the institutional control period, the presence of a hypothetical critical group is considered, located at alternative spots downstream of the facility: 5, 20, 50, 100, and 200 m. Its main characteristics are: water consumption from a well digged into the aquifer of interest and the usage of such water for irrigation purposes in their self-supporting farming system.

3.1.2. *Residential Scenario*

This is one of the most restrictive intrusion scenarios [1], however, its feature have been changed for this case study - as compared with those considered in other studies [1-3], taking into account the events regarded as the most probable for this type of area.

It was assumed that one individual builds his shanty home house on a trench, without digging into it, after the removal of the top 1 m layer of the trench, and that he spends 50% of his time at the site, consumes water from a well drilled into the first aquifer very close to the trench, and uses the groundwater for irrigation in a local self-supporting farming system.

3.2. The conceptual model

The representation of the problem was simplified: the source term is extensive, and the activity of both types of wastes is distributed proportionally between the considered fractions: cemented wastes (70% V/V) and compacted wastes (30% V/V), and each fraction is considered homogeneous. The released activity crosses a thin unsaturated zone before reaching the first aquifer, of constant thickness, and whose connection with the underlying aquifers was neglected. Due to this particular geometry for the conceptual model of the source term, the transport for it was modelled in one dimension.

A sketch for the conceptual model of the source term and facility, mainly for transport modelling, is shown in **Figures 1a and 1b**. On the last one, the direction of the water flow in the aquifer is considered to be at 45° to the perpendicular to the trenches, therefore, the discretization grid was rotated with regard to the geometry suggested by the layout of the trenches.

3.3. The applied mathematical and computational models

3.3.1. *Approximations to flow analysis*

The flow in the unsaturated zone was computed based on the infiltration of the natural soil. For the first period ($0 < t < 50$ years) it is supposed that the cover of the trench reduces the infiltration to an 1% of those of the surrounding area. For the second period ($t > 50$ years) it is assumed that the cover fails at $t = 50$ y and that the infiltration is the same as the natural one in the area.

The infiltration was computed according to what is considered a pessimistic water balance of the hypothetical area, that is, on the basis of the mean rainfall plus its standard deviation established for the area and the supposed actual evapotranspiration calculated with the Thornthwaite - Mather method. The runoff in the area was neglected.

The water content and actual hydraulic conductivity were calculated with the Van Genutchten equation. Assuming unit gradient, the Darcy velocity equals the unsaturated hydraulic conductivity. By testing several water content values, the one that makes the unsaturated hydraulic conductivity equal to the infiltration rate for each period was found. With those values, the average linear velocity (seepage velocity or effective velocity) for each period and material were computed. In the case of the grouted waste the maximum flow rate (saturated flow) was lower than the lowest infiltration rate of the soil (occurring at $t < 50$ y).

For the saturated zone, the effective velocity was computed on the basis of the mean hydraulic conductivity for the type of material considered in the area, the least effective porosity and of the highest hydraulic gradient (these two latter values produces a pessimistic effective velocity).

3.3.2. *The transport model*

The DRAF Model was selected for solving the transport in this case study, for both, source term and aquifer modelling, taking into account its capabilities in solving non uniform and non stationary conditions. This model had already been used to solve the intercomparison exercises of the IAEA's NSARS Research Programme [7-10]. To simulate the source term with DRAF, a subroutine based on the TEFURRRNS model was included [1], already used to solve TC2B and C intercomparison exercises from the NSARS's CRP [9-10]. Notwithstanding, a small change was introduced to allow the treatment of the source term with different strata properties.

The "Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF)" model solves the three dimension transport equation by means of a finite difference explicit scheme taking into account the advection, dispersion, sorption and radioactive decay. The code was verified against analytical solutions and it was compared to other codes. The results from this analysis for different conditions, like uniform and non uniform velocity fields, and, stationary and variable source term were considered satisfactory [10].

The transport equation used in DRAF is derived from the transport equation in porous media, taking into consideration radioactive decay and sorption phenomena [6].

$$R\frac{\partial C}{\partial t} = \mathrm{div}(\overline{D}\cdot \mathrm{grad}\ C) - \overline{V}\mathrm{grad}\ C - R\lambda C$$

where:

C	Activity concentration of nuclide in water per unit of water volume [Bq m^{-3}]
$\overline{V}$	Transport velocity vector [m s^{-1}]
$\overline{D}$	Hydrodynamic dispersion coefficient matrix [m^2 s^{-1}]
div	Divergence operator
grad	Gradient operator
t	Time [s]
λ	Radioactive decay constant [s^{-1}]
R	Retardation coefficient [n.d.]

In relation to the numerial approach, the terms of the differential equation were replaced by finite difference terms. An Euler's scheme was adopted for the temporal derivative. This method conducts to an explicit scheme. A centered difference was adopted for the advective terms.

For the case of the source term calculations [1], the employed equation was:

$$J(t) = \frac{Q}{V\theta\ R} A_o\ e^{-\left(\lambda_r + \lambda_l\right)(t - t_o)}$$

where:

$J(t)$	Rate of activity released in each node [Bq a^{-1}]
Q	Rate of water volume entering in each node [$m^3\ s^{-1}$]
V	Volume of each node [m^3]
A_o	Initial activity [Bq]
λ_r	Radioactive decay constant [a^{-1}]
λ_l	Lixiviation coefficient [a^{-1}]
θ	Volumetric water content [n.d.]

The transport in the source term was modelled in one dimension, due to the particular geometry of the conceptual model **(Figure 1a).**

3.3.3. *The biospheric model*

A simple dosimetric model (DOSECALC) was used, based on the *Concentration Factor* (CF) *method*, that relates the nuclide concentrations in the groundwater at the well location with the individual doses among the members of the critical group. The general methodology is derived from the generic models recommended by IAEA in SS. 57 [12]. The characteristics of the critical group are based on an agricultural system structure, and were defined as follows:

- An individual lives in a farm located downstream, very near the trenches, where he works, consumes water from a well (this is his only source of water for consumption) and eats vegetables, meat (beef + poultry), milk and eggs produced on the farm.
- The main feature of this system is that an artificial irrigation (using underground water from the well) is used in the farm for the vegetables growing, as supplement to rainfall.
- The contribution of irrigation to the contamination of the vegetables is via water itself and root uptake from contaminated soil.
- The radionuclides content in the soil is depleted by leaching of rain and irrigation water and by radioactive decay.
- The cattle breeding is based on the grazing of pasture irrigated with underground water, while the same water is provided for cattle drinking; also, a small fraction of soil intake is considered too, associated to the consumed vegetables. These two latter contributions are considered for the growing of domestic poultry.
- The individual inhales contaminated dust while works in the farm, and inside and outside his house.
- The individual is exposed to external exposure from pastures and contaminated soil.

- In the intrusion scenario, the contribution of external exposure in the building are considered too. In this case, the individual spends 50% of the time inside his shanty home built above the trench, without any flooring material.

A particular model for H-3 was used, as recommended in bibliography [12]. This model takes into account the emanation of ^{3}H from earth, plus inhalation and skin absorption of ^{3}H.

3.4. The used data

The data applied for all the parameters used in the models were selected on a conservative base and, considering the space available, it cannot be presented in this paper. Their values can be seen in **Tables I to IV.**

3.5. The results

3.5.1. *For the Transport Scenario*

The results for the transport scenario are shown in **Table V**, for different distances from the trenches , as peak doses associated to the time of its occurrence, and on **Figures 2 to 6** for time dependent doses. As it can be seen, there are doses above the dose constraint beyond 200 m from the trench and after the end of the proposed institutional control period. The nuclide appearing as the main contributor in this case is ^{3}H.

3.5.2. *For the Residential Scenario*

The results for the residential scenario include two main components: one is associated with the external irradiation (due to the γ emitters of the trench) of the individual settled in his shanty home according to the assumptions mentioned in 3.1.2. above, while the other one relates to the results of the biospheric model assuming the use of groundwater (obtained from a well 5 m downstream from the trench) by the same individual in a local self-supporting agricultural system. Both types of results are shown in **Table VI.**

As it may be seen the main contribution to external irradiation path within the first 30 years derives from ^{60}Co and, later on, from ^{137}Cs. The total dose due to this path at 50 years (end of the institutional control period) is below the regulatory requirements: $1\ 10^{-4}$ Sv/a [13].

The situation is not the same concerning the results of the biospheric model applied to the agricultural system. As it appears in **Table VI and Figure 2**, the doses exceed the dose constraint beyond 200 years. Notwithstanding, it must be born in mind that the resulting doses are considerably low, if the conservative scenarios and parameter data applied are taken into account. This implies that such doses shall not cause death or deterministic effects, although they are above the usual dose constraint used for radiological protection purposes for this kind of facilities.

4. FINAL REMARKS

Below are some comments on the results and practical outputs of the analysis for the regulator and its application.

The key issue is that such comments can only be applied to this study case and must not be extended to any actual facility. Reasons for this recommendation: the particular assumptions and parameter data must be made on a case-by-case basis and, due to their huge range it is impossible to infer results or conclusions. Besides, the aim of this paper is to show how the regulatory criteria can be combined with the outcome of a Safety Analysis.

From the results of the Case Study, at first glance it can be seen that the dose constraint is exceeded, in both scenarios, at the end of the proposed institutional control period (50 years). It must be born in mind that the main objective to take into account for the period after the end of the institutional control

is to release the site for its use by the public. Nevertheless, some restrictions can be applied if required, as far as they do not modify the life style of the people living in the surroundings **(Figure 7)**.

For this hypothetical case some alternative measures can be recommended:

* to require an extension of the institutional control period to 200 years, considering a probability of 0.5 y^{-1} for the assumed intrusion scenario.

However, since a period of 200 - 300 years does not imply great danger to the memory of the repository in its administrative system, and in view of the comments made above, the following recommendation also can be considered:

* to accept the institutional control period proposed (50 years), plus some additional restrictions regarding land usage. For instance: avoiding the consumption of underground water from the upper aquifer, and its use for irrigation purposes in a radius of 200 m around the trenches and for 200 y.

* to prohibit the use of the land for agricultural purposes, although this can be required when a realistic assessment shows it is convenient.

* to accept the proposed institutional control period, with the additional requirement of using an intrusion resistant cover over the trenches and on a surface extending 200 m from them, whose durability requirements can be derived from Tables I and II and it must be around 200 years.

Additional alternatives can be derived, and these may cover a wide range of possibilities. Thus, a general conclusion of this work is that safety analysis -as a regulatory tool- is not restricted to the verification of the dose constraints usually established in regulatory standards, but constitutes a powerful tool for decision - making concerning the issue of a licence for a facility operation or closure. It may also be helpful in establishing appropriate institutional control periods, in the issue of recommendations for restrictions in land usage and durability requirements concerning intrusion resistant covers, etc.

Emphasis must be made on the usefulness of the performance of independent safety analysis by the regulatory authority, based on its own criteria for the selection of the critical scenarios, on the appropriate review of the parameters involved and on the use of proved simulation models.

5. REFERENCES

[1] SIRAKY G. et al, "Evaluaciones de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos en superficie", Publicación 0074-93, CNEA, Argentina (1993).

[2] PINNER A.V., HEMMING C.R., HILL M.D., "An Assessment of the Radiological Protection Aspects of Shallow Land Burial of Radioactive Wastes", NRPB-161, United Kingdom (1984).

[3] Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control , Interim Report, IAEA-TECDOC-401, Vienna (1987).

[4] THORNTHWAITE C., MATHER J., "Instrucciones y tablas para el cómputo de la Evapotranspiración Potencial y Balance Hídrico", Traducción para uso del INTA, Instituto de Suelos y Agrotecnia, Argentina, Tirada interna N° 46, (1967) 68 p.

[5] VAN GENUCHTEN, M.TH., "A Closed-Form Equation for Predicting the Hydraulic Conductivity of Unasturated Soils", Soil Sci.Soc.of Am.J. (1980), Vol. 44, p892.

[6] CUSTODIO E., LLAMAS M.R., "Hidrología subterránea", Ediciones Omega, Barcelona, (1983)

[7] RIVES D., SIRAKY G., TELLERIA D., "Addendum to Progress Report and Results of TC1 for IAEA's NSARS CRP", CNEA, Argentina (1992).

[8] SIRAKY G., RIVES D., "Progress Report and Results for Test Case 2a for IAEA's NSARS CRP", CNEA, Argentina (1993).

[9] SIRAKY G., RIVES D., "Progress Report and Results for Test Case 2b for IAEA's NSARS CRP", CNEA, Argentina (1994).

[10] SIRAKY G., "Results for Test Case 2c for IAEA's NSARS CRP", ENREN, Argentina (1995).

[11] RIVES D., "Modelo de dispersión de radionucleidos en aquíferos freáticos (DRAF)", II Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear (Memorias, Zacatecas, México, 1993), Vol.II, 1er. Parte, México (1993) 440-410.

[12] Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases, Safety Series N° 57, IAEA, Vienna (1982).

[13] Norma AR-10.12.1, "Norma de Seguridad Radiológica para la Gestión de Residuos Radiactivos", ENREN, Argentina, 1996.

6. ACKNOWLEDGEMENTS

The author thanks Diego Tellería and Esteban Thomasz for their support, Daniel Rives for his contribution on the transport modelling in this work, Elias Palacios and Hector Bruno for their critical review, and to all those who co-operated to some extent, in the judgement or selection of parameter data: Telma Ramallo and Daniel Tangir (CNEA), Ing. Balcaza (INTA, F. Varela) and Ing. R. Rodríguez (INTA, Castelar).

Table I
MAIN CHARACTERISTIC PARAMETERS OF THE SITE

Main characteristics	Parameter value	
	T < 50a	T > 50a
Unsaturated zone's effective velocity	$1.06\ 10^{-9}$ m/s	$5.04\ 10^{-8}$ m/s
Unsaturated zone's water content	0.16	0.31
Unsaturated zone's total porosity	0.4	
Unsaturated zone's Hydraulic gradient	1	
Unsaturated zone's Bulk density	1.5 g/cm^3	
Aquifer's effective velocity	$2\ 10^{-7}$ m/s	
Aquifer's effective porosity	0.026	
Aquifer's total porosity	0.4	
Aquifer's Hydraulic gradient	$2.2\ 10^{-3}$	
Aquifer's Bulk density	1.5 g/cm^3	
Precipitation (PPP $\pm\ \sigma$)	1274 mm	
Actual Evapotranspitation	824 mm	
Infiltration	450 mm	

Note: The Dispersivities were considered variable as

1) α_L = 0,5 m (for Xp= 5, 20, and 50 m)

2) α_L = 20 m (for Xp= 100, 200 m) and

3) $\alpha_T = \alpha_L / 5$

Table II
SOURCE TERM MAIN CHARACTERISTICS

Type of waste	T < 50 a		T > 50 a	
	Cemented Waste	Compacted Waste	Cemented Waste	Compacted Waste
Porosity	0.25	0.5	0.25	0.5
Hydraulic Conductivity	1 10^{-8} cm/s	1 10^{-3} cm/s	1 10^{-8} cm/s	1 10^{-3} cm/s
Flux	4.5 mm		450 mm	
Poral Velocity	2.0 10^{-9} m/s	3.8 10^{-10}m/s	2.0 10^{-9} m/s	3.3 10^{-8} m/s
Bulk density	2.0	0.75	2.0	0.75
Water content	0.25	0.41	0.25	0.47
α_L	0.1	0.1	0.1	0.1

Table III
PARTITION AND RETENTION COEFFICIENTS

		^{137}Cs	^{90}Sr	^{60}Co	^{3}H
Aquifer	Kd [cm^3 / g]	400	30	4	0
	R	1501	114	100	1
Unsaturated Zone T < 50a	Kd [cm^3 / g]	400	30	4	0
	R	3750	282	38.5	1
Unsaturated Zone T > 50a	Kd [cm^3 / g]	400	30	4	0
	R	1936	146	20.4	1
Compacted Waste T < 50	Kd [cm^3 / g]	40	8	1	0
	R	74.1	15.6	2.8	1
Compacted Waste T>50	Kd [cm^3 / g]	40	8	1	0
	R	64.8	13.8	2.6	1
Cemented Waste	Kd [cm^3 / g]	2	2	2	0
	R	17	17	17	1

Table IV
BIOSPHERIC MODEL: PARAMETER VALUES

PARAMETER	VALUE
Individual water consumption ($m^3\ a^{-1}$)	0.73
Complementary Irrigation rate ($m^3\ m^{-2}\ a^{-1}$)	0.1
Net Infiltration rate (infiltration + Irrigation) ($m\ a^{-1}$)	0.55
Superficial Soil Density (ρ_B * L) ($kg\ m^{-2}$) L = effective root depth of the plant	225
Average pastures Yield ($kg\ m^{-2}$)	1.0
Average vegetables Yield ($kg\ m^{-2}$)	0.70
Fraction of water intercepted by pasture	0.75
Fraction of water intercepted by vegetables	0.5
Time period that crops are exposed to contamination during the growing season (days)	70
Hold up time, represents the time interval between harvest and consumption of the food (days)	90
Average time from feed to slaughter to consumption (days)	3
Amount of dry feed consumed by the animal ($kg\ d^{-1}$)	45
Dairy Cattle Pasture Consumption Fraction	0.80

Table V
RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
PEAK DOSES, TIME OF THE PEAK (IN BRACKETS)

for different well distances from the trenches and Main contributor path

Distance from the trench	^{3}H	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs
m	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a
5	4.8 E-03 (61 y)	4.5 E-03 (72 y)	2.0 E-04 (180/200 y)	3.7 E-09 (274/300 y)
20	4.1 E-03 (64 y)	2.5 E-04 (83 y)	7.5 E-06 (246/255 y)	5.1 E-11 (394/414 y)
50	3.0 E-03 (68 y)	1.2 E-06 (105 y)	1.6 E-08 (363/385 y)	1.4 E-16 (458/533 y)
100	1.2 E-03 (74 y)	2.7 E-07 (107 y)	5.0 E-09 (370/390 y)	6.4 E-18 (551/573 y)
200	4.5 E-04 (88 y)	1.6 E-11 (134/142 y)	8.7 E-14 (561/584 y)	2.0 E-29 (804/850 y)
Main contributor path	Water consumption (62%)	External Irradiation (94%)	Vegetables Consumption (53%)	External Irradiation (84%)

Table VI
RESULTS FOR THE RESIDENTIAL SCENARIO

Time after	External Irradiation			Agricultural System					Both contributions
end of operative life	^{137}Cs	^{60}Co	Total	^{3}H	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs	Total	Total
y	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a	Sv/a
0/1	7.3 E-05	1.2 E-02	1.2 E-02	3.9 E-15	1.0 E-12	1.6 E-15	0.0 E-00	1.0 E-12	1.2 E-02
30	4.3 E-05	2.3 E-04	2.7 E-04	6.5 E-04	1.6 E-08	1.1 E-13	9.9 E-16	6.5 E-04	9.2 E-04
50	2.2 E-05	1.5 E-05	3.7 E-05	5.5 E-04	2.2 E-08	1.3 E-13	1.0 E-15	5.5 E-04	5.9 E-04
100	4.9 E-07	3.7 E-13	4.9 E-07	3.4 E-05	7.0 E-04	1.8 E-05	3.3 E-11	7.5 E-04	7.5 E-04
150	7.4 E-08	2.6 E-18	7.4 E-08	1.3 E-10	2.1 E-06	1.5 E-04	6.4 E-10	1.5 E-04	1.5 E-04
200	1.1 E-08	1.7 E-23	1.1 E-08	1.2 E-16	3.6 E-09	2.0 E-04	2.1 E-09	2.0 E-04	2.0 E-04
300	2.6 E-10	8.7 E-34	2.6 E-10	2.7 E-29	7.0 E-15	6.8 E-05	3.7 E-09	6.8 E-05	6.8 E-05

Figure 1a
TRENCH CONCEPTUAL MODEL FOR TRANSPORT
(not in scale)

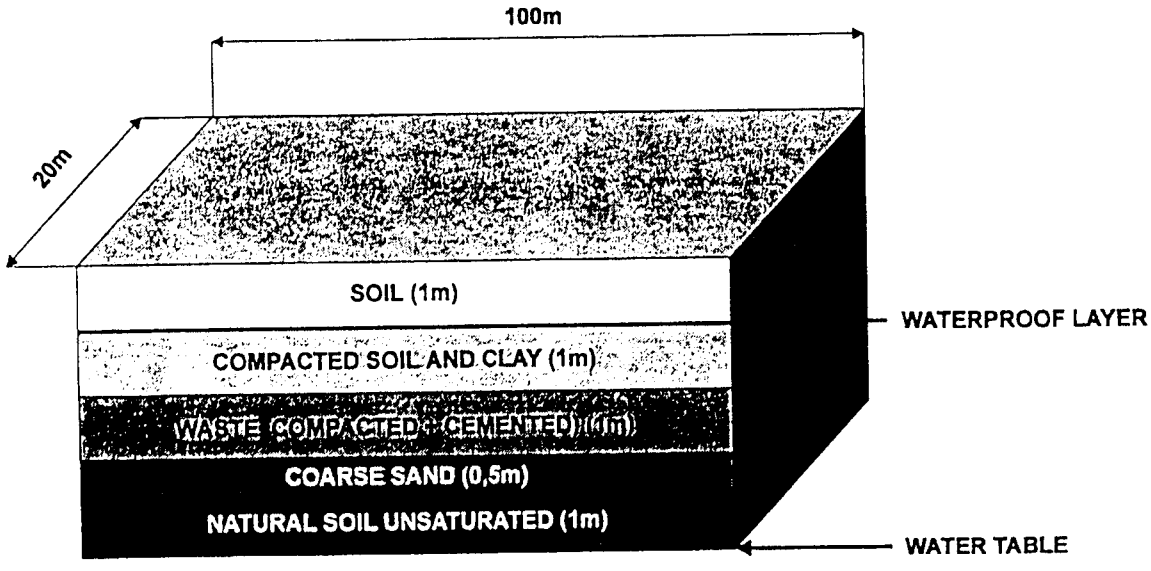


Figure 1b

CONCEPTUAL MODEL OF THE FACILITY FOR TRANSPORT,
and discretization of the case

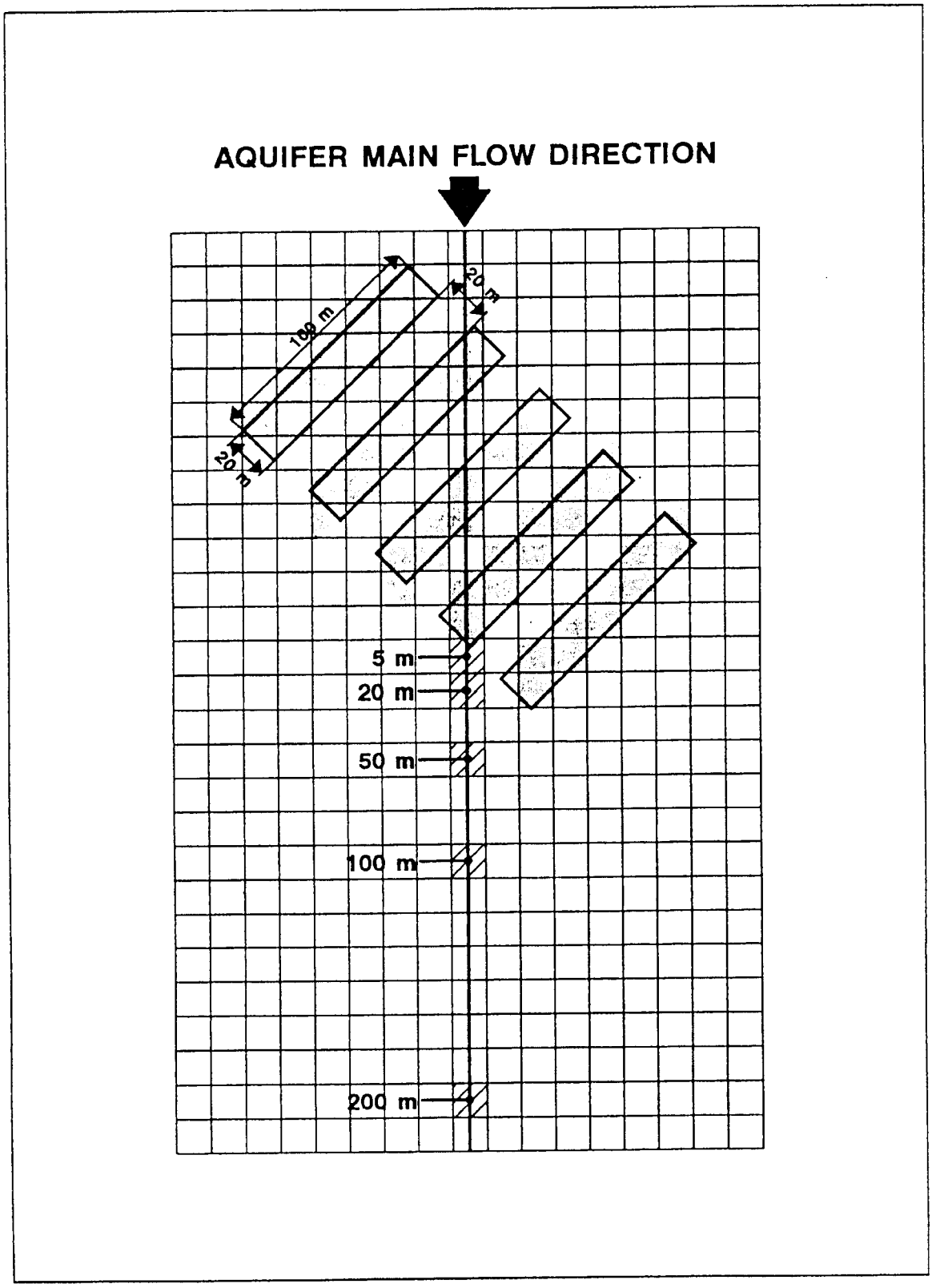


Figure 2

RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
totalized annual doses for the most exposed individual due each nuclide, and the summed up result of their contribution, at 5 m downstream from the trenches.

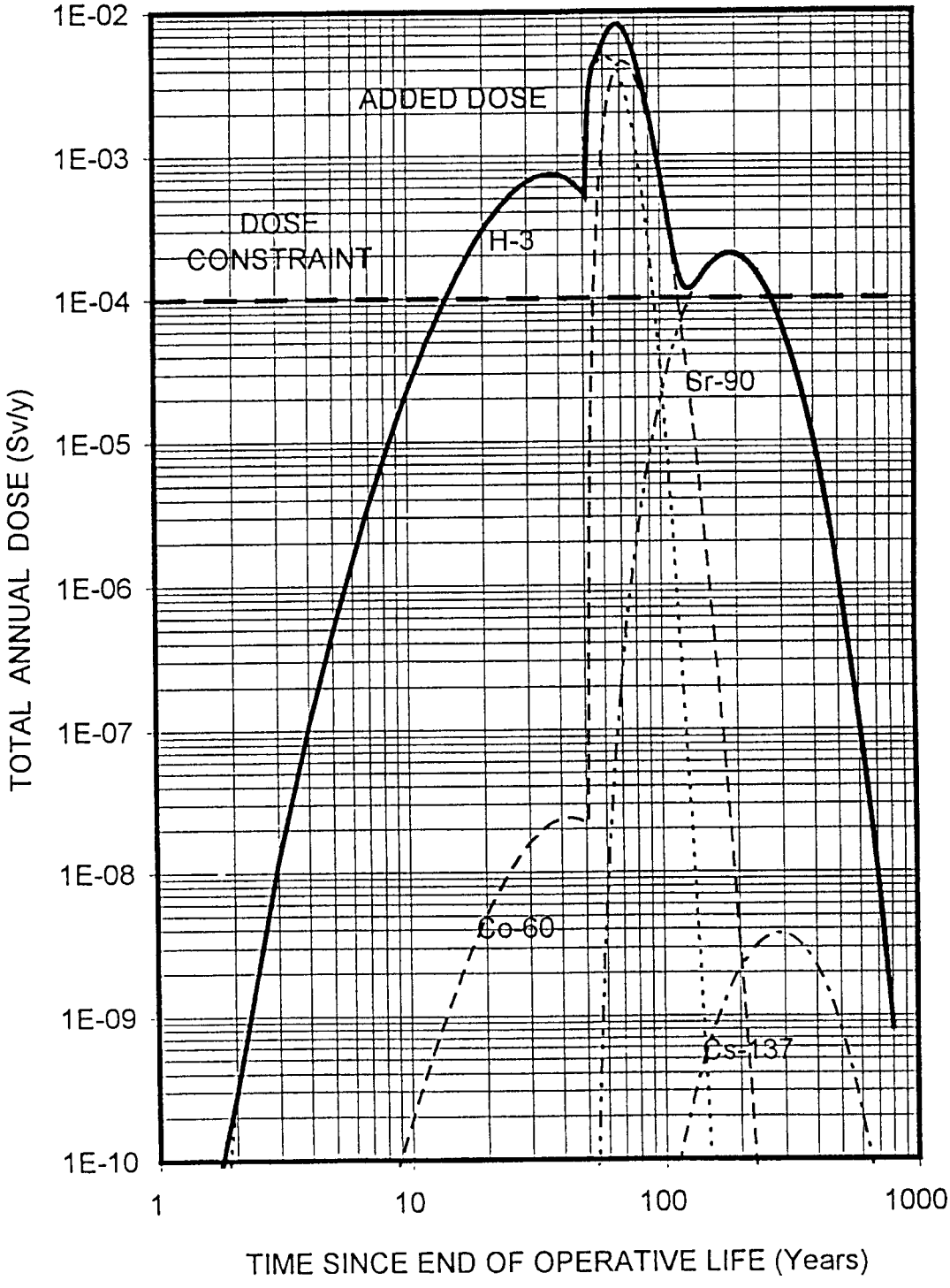


Figure 3

RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
totalized annual doses for the most exposed individual due each nuclide, and the summed up result of their contribution, at 20 m downstream from the trenches.

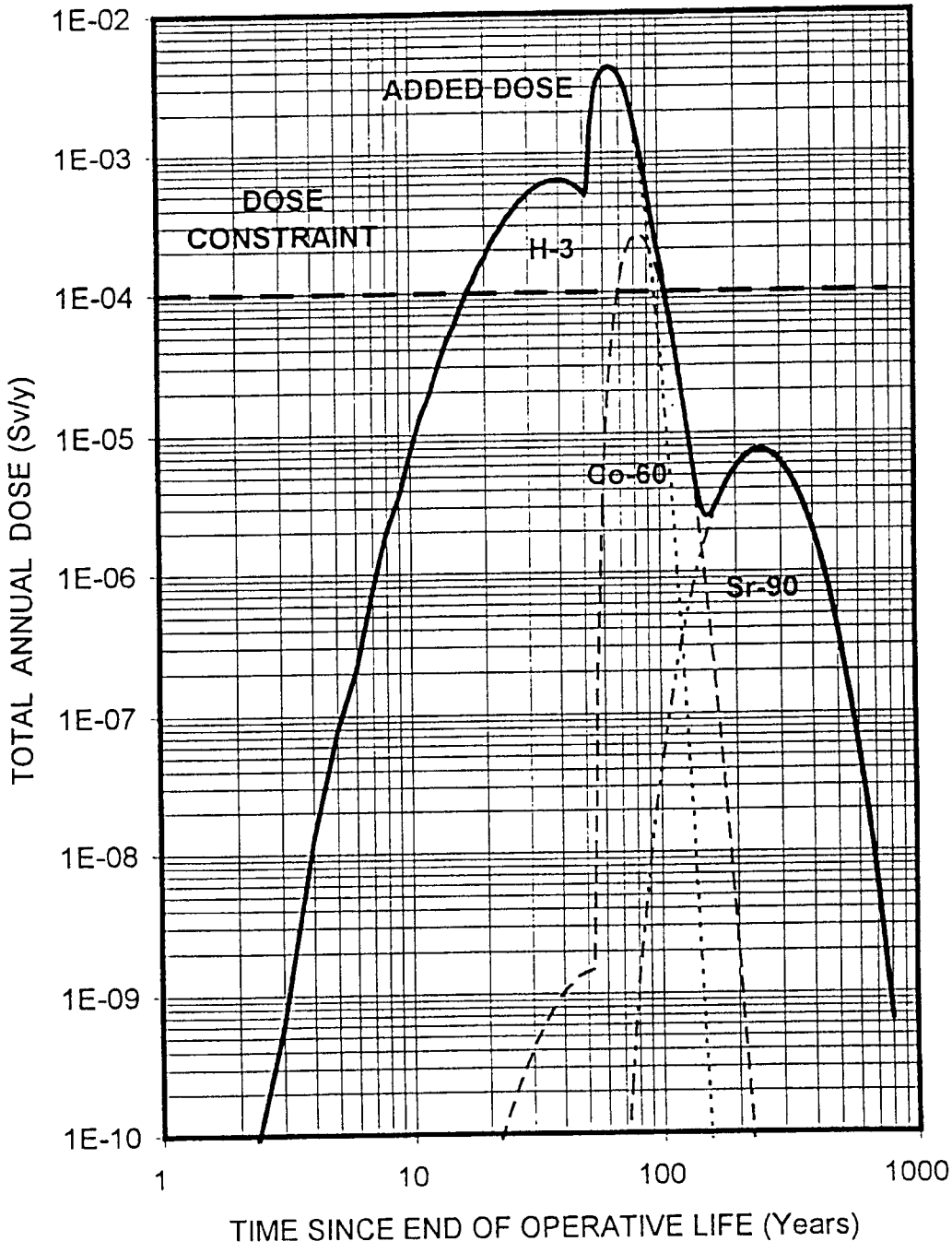


Figure 4

RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
totalized annual doses for the most exposed individual due each nuclide, and the summed up result of their contribution, at 50 m downstream from the trenches.

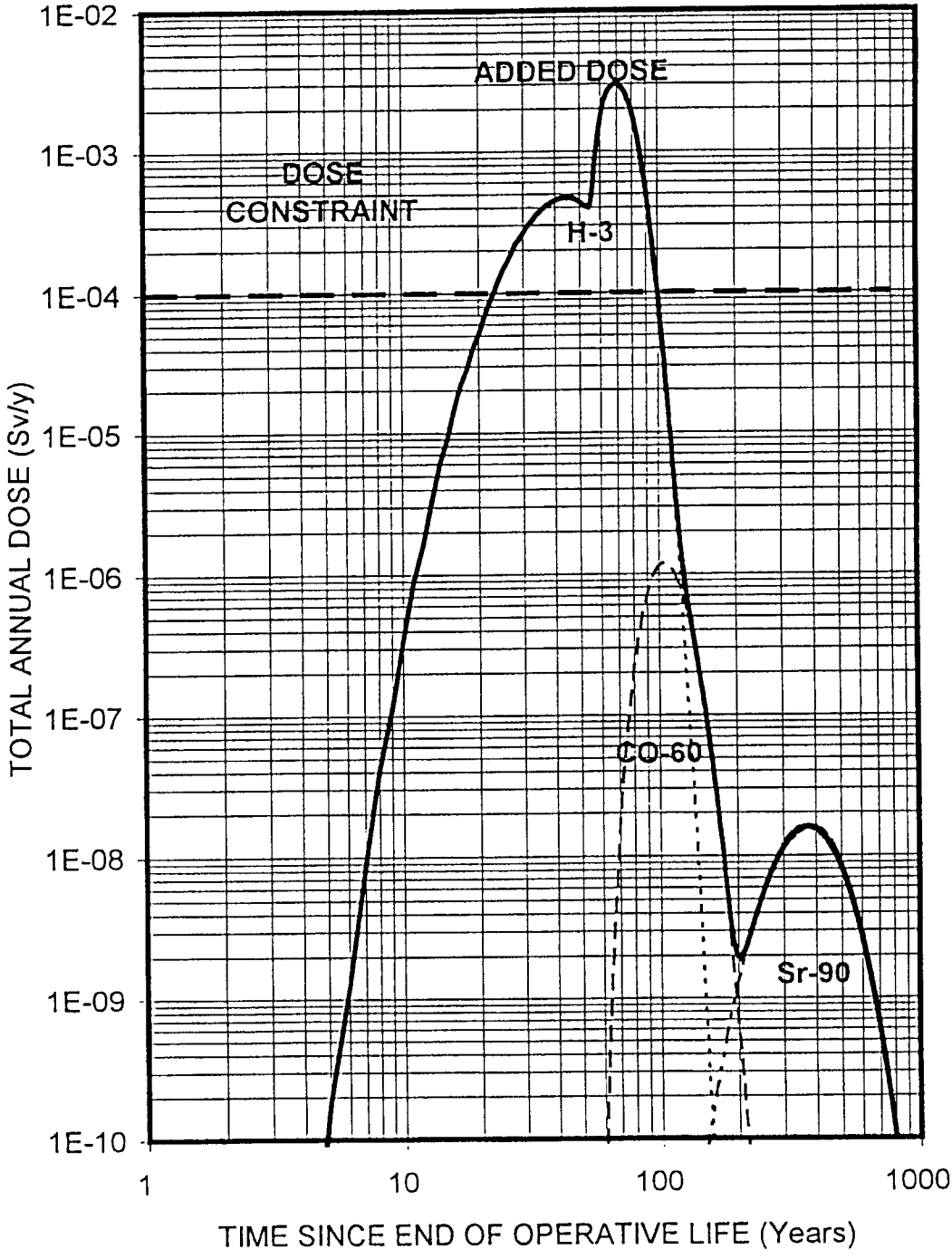


Figure 5

RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
totalized annual doses for the most exposed individual due each nuclide, and the summed up result of their contribution, at 100 m downstream from the trenches.

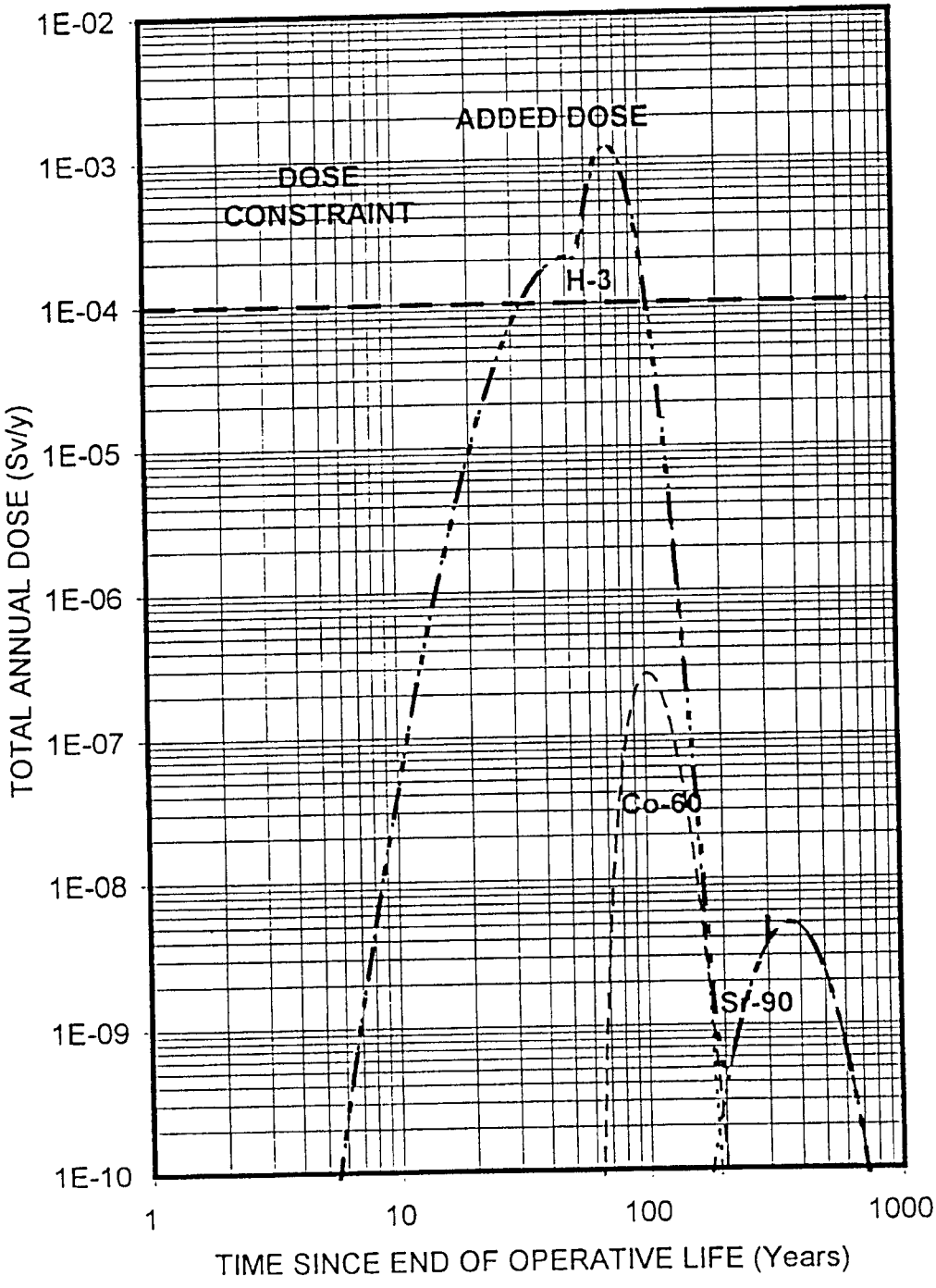


Figure 6

RESULTS FOR THE TRANSPORT SCENARIO:
totalized annual doses for the most exposed individual due each nuclide, and the summed up result of their contribution, at 200 m downstream from the trenches.

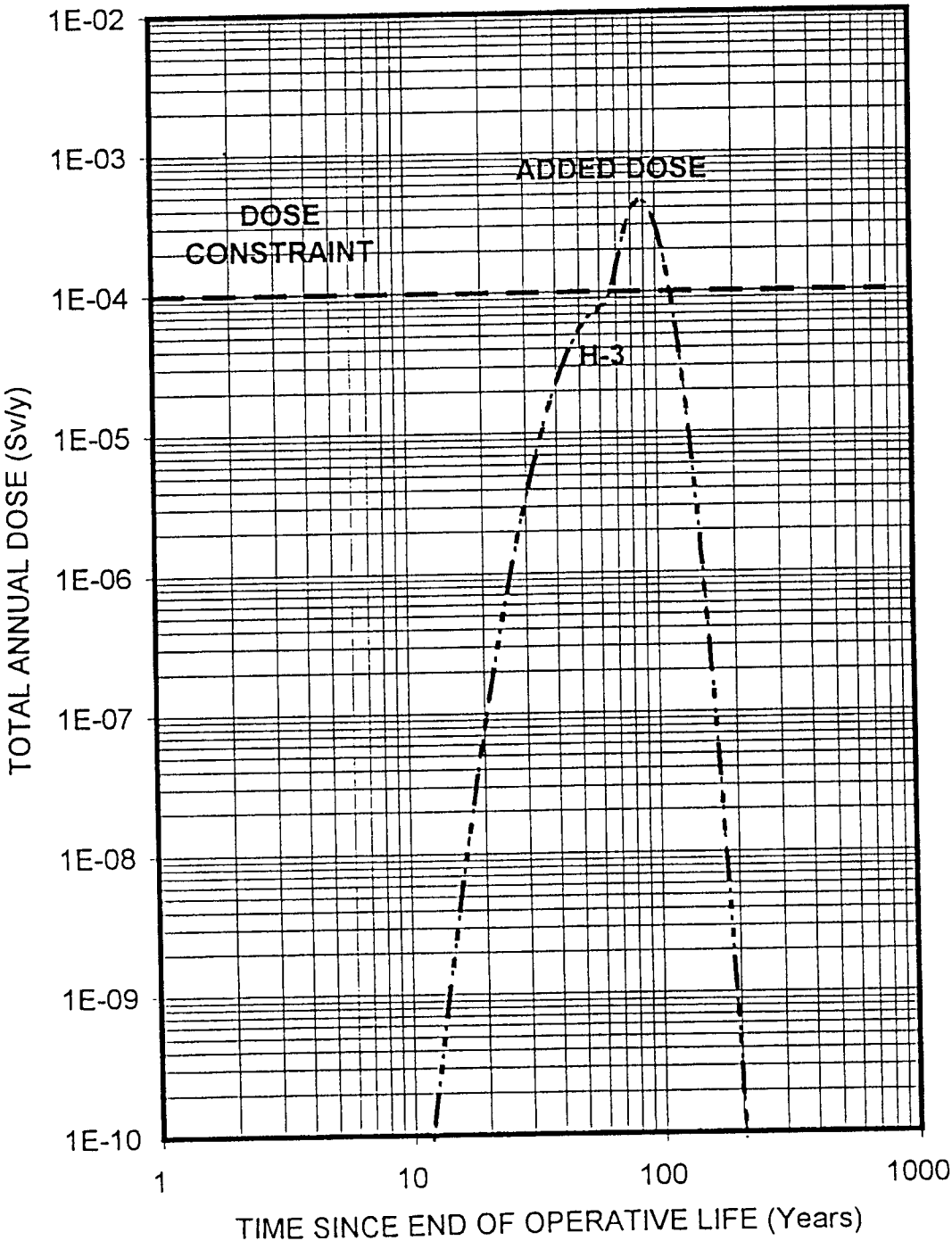
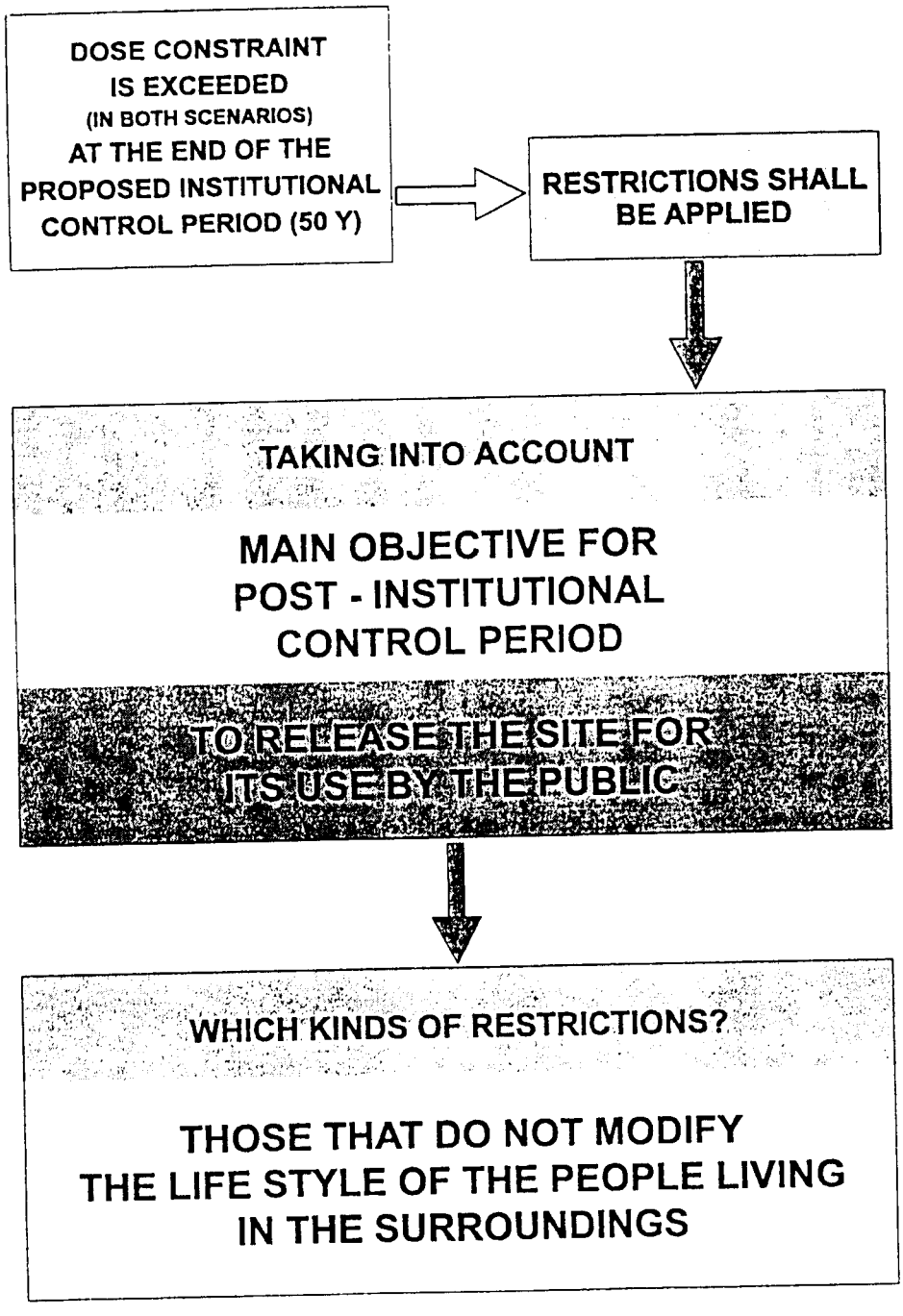


Figure 7
SCHEME FOR FINAL REMARKS



Reliability Analysis for Atucha II Reactor Protection System Signals

Roca, J.L.

Publicado como PI-8/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

REALIABILITY ANALYSIS FOR ATUCHA II REACTOR PROTECTION SYSTEM SIGNALS[1, 2]

José Luis Roca

Departamento Apoyo Científico y Técnico,
Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. del Libertador 8250
1429, Buenos Aires

RESUMEN

Atucha II es una central nuclear de 745 MW construida por la empresa argentina ENACE y la empresa SIEMNES-KWU de Alemania. El presente análisis del sistema de protección del reactor (SPR) se ha realizado vía el programa de análisis de riesgos y confiabilidad sueco Risk-Spectrum, tomando como referencia la señal codificada como JR17ER003 que comanda sendas válvulas correspondientes a los dos loops del moderador. Del conocimiento de la confiabilidad y del comportamiento funcional de esta señal se estiman la confiabilidad de las 97 señales restantes. Las denominadas "métricas importantes" no han sido computadas en principio debido al carácter preliminar de este trabajo. El alcance del presente análisis va desde los elementos de sensado de las magnitudes características hasta los "buffers" de salida del SPR. En el presente contexto sólo es analizada una sola redundancia de las cuatro existentes, de modo que en el área de instrumentación y control no existen fallas de modo común para las señales. Los valores de indisponibilidad evaluados serán luego introducidos en los árboles de falla correspondientes de modo de considerar también las fallas de los elementos electromecánicos y mecánicos asociados. Asimismo se evalúa la frecuencia de espurios de las señales.

ABSTRACT

Atucha II is a 745 MW Argentine Power Nuclear Reactor constructed by ENACE S.A., Nuclear Argentine Company for Electrical Power Generation and SIEMENS AG KWU, Erlangen, Germany. A preliminary modular logic analysis of RPS (Reactor Protection System) signals was performed by means of the well known swedish professional risk & reliability software named Risk-Spectrum taking as a basis a reference signar coded as JR17ER003 which command the two moderator loops valves. From the reliability and behavior knowledge for this reference signar follows an estimation of the reliability for the other 97 RPS signals. Because the preliminary character of this analysis Main Important Measures are not performed at this stage. Reliability is by the statistic value named unavailability predicted.The scope of this analysis is restricted from the measurement elements to the RPS buffer outputs. In the present context only one redundancy is analyzed so in the Intrumentation & Control area there no CCF (Common Cause Failures) present for signals. Finally those unavailability values could be introduced in the failure domain for the posterior complete Atucha II reliability analysis which includes all mechanical & electromechanical features. Also an estimation of the spunous frequency of RPS signals defined as faulty by no trip is performed.

1 Este trabajo es una descripción parcial del informe KWU E42/93/E 017 del autor durante su permanencia en SIEMENS - KWU Alemania.

2 Reprinted from Reliability Engineering and System Safety, Vol. 53, Nº 2, August 1996, José Luis Roca, "Reliability Analysis for Atucha II reactor protection system signals", pp.155-183, Copyright 1996, with kind permission from Elsvier Science Ltd., The Boulevard. Langford Lane. Kidlington 0X5 1GB, UK.

Reliability analysis for Atucha II reactor protection system signals

Jose Luis Roca

Enren, National Board of Nuclear Regulation, Scientific and Technical Support Department, Av. del Libertador 8250, 1429 Capital Federal, Buenos Aires, Argentina

(Received 24 January 1996; accepted 24 April 1996)

Atucha II is a 745 MW Argentine Power Nuclear Reactor constructed by ENACE SA, Nuclear Argentine Company for Electrical Power Generation and SIEMENS AG KWU, Erlangen, Germany. A preliminary modular logic analysis of RPS (Reactor Protection System) signals was performed by means of the well known Swedish professional risk and reliability software named Risk-Spectrum taking as a basis a reference signal coded as JR17ER003 which command the two moderator loops valves. From the reliability and behavior knowledge for this reference signal follows an estimation of the reliability for the other 97 RPS signals. Because the preliminary character of this analysis Main Important Measures are not performed at this stage. Reliability is by the statistic value named unavailability predicted. The scope of this analysis is restricted from the measurement elements to the RPS buffer outputs. In the present context only one redundancy is analyzed so in the Intrumentation and Control area there no CCF (Common Cause Failures) present for signals. Finally those unavailability values could be introduced in the failure domain for the posterior complete Atucha II reliability analysis which includes all mechanical and electromechanical features. Also an estimation of the spurious frequency of RPS signals defined as faulty by no trip is performed. © 1996 Elsevier Science Limited.

1 INTRODUCTION AND DESCRIPTION OF THE SYSTEM

RPS is an automatic system to actuate safety functions on demand. The plant state is well defined by the different process measurements in the initiation level and safety variables are provided to lead the system process into a safe state in case of events that cannot, by operative or limiting actions, be managed.[1] EDM (Erweitertes Dynamische Magnetkernsystem) electronic modules have been largely used as RPS in German Nuclear Power Generation. High safety and availability can be achieved by using EDM electronics modules. High safety means a low probability that passive faults will occur (passive faults are those which have an effect tending to prevent necessary protective actions). High availability means low probability that undesired protective actions will be triggered by active faults (active faults are those which have an effect tending to trigger unnecessary protective actions). The triggering of a protective action by a single active fault which is not required and not necessary is mastered by a RPS redundant multi-channel configuration for safety reasons.

In fact, RPS is divided into two well defined functional areas:

- Standard electronic measure sector.
- EDM electronic modules sector.

The standard electronic measure sector provides process variables in redundant mode and converts them in electrical variables. Teleperm C8000-R equipment is generally used to performed those tasks and provide the following functions:

- Physic Variable Transducer (MU).
- Transducer Power Supply (MUV).
- Current to Voltage Converter (I/U).
- Electrical Isolator (TV).
- Safeguard (SI4).

These electrical variables are processed further in the EDM electronic modules sector through the triggering level and, after, they are applied to the limit value signal transmitters which monitor the violation of the upper or lower signal limits. Binary signals are also detected in redundant mode by binary signal input circuits and processed further. The redundant limit signals are applied to logical evaluation circuits

(1 out of 2, 2 out of 3 and 2 out of 4) in the logic level. These voters circuits are also redundant in design. The voter logic signals are then subjected to further logic operations, delayed, limited and stored. They provide redundant trigger signals which activate the safety equipment of the plant via the control level. See Fig. 1. EDM electronic modules operate with dynamic signals (pulse sequences) connected via magnetic cores.[2] A continuous pulse sequence (dynamic 0) belongs to the correct system status. The response to a triggering criterion interrupts the pulse sequence and a static signal is then presented (Dynamic 1). There are EDM electronics modules for the following function blocks:

- Clock (RTG, RTV, RTU).
- Memory (RSP).
- Inversion (RUU).
- Timing (RZG, RZGP).
- Logic (RKG, RKZ, RUG).
- Comparation (RVG).
- Limit Value (RGS).
- Buffering and Distribution (RDA, RDE, RAG).
- Decoupling (FT).

All sequences required for RPS can be implemented using these EDM electronic modules. Component faults, open circuits or short-circuit to reference conductor or power supply can, thus, only lead to an interruption in the pulse sequence. This reaction is referred to as an active fault reaction and enables the self-monitoring of the system.[3] The monitoring and signaling section monitors the pulse sequence and outputs an optical and electrical signal if an interruption occurs. Nearly 400 of these signals classified in static and dynamic are wired or at the

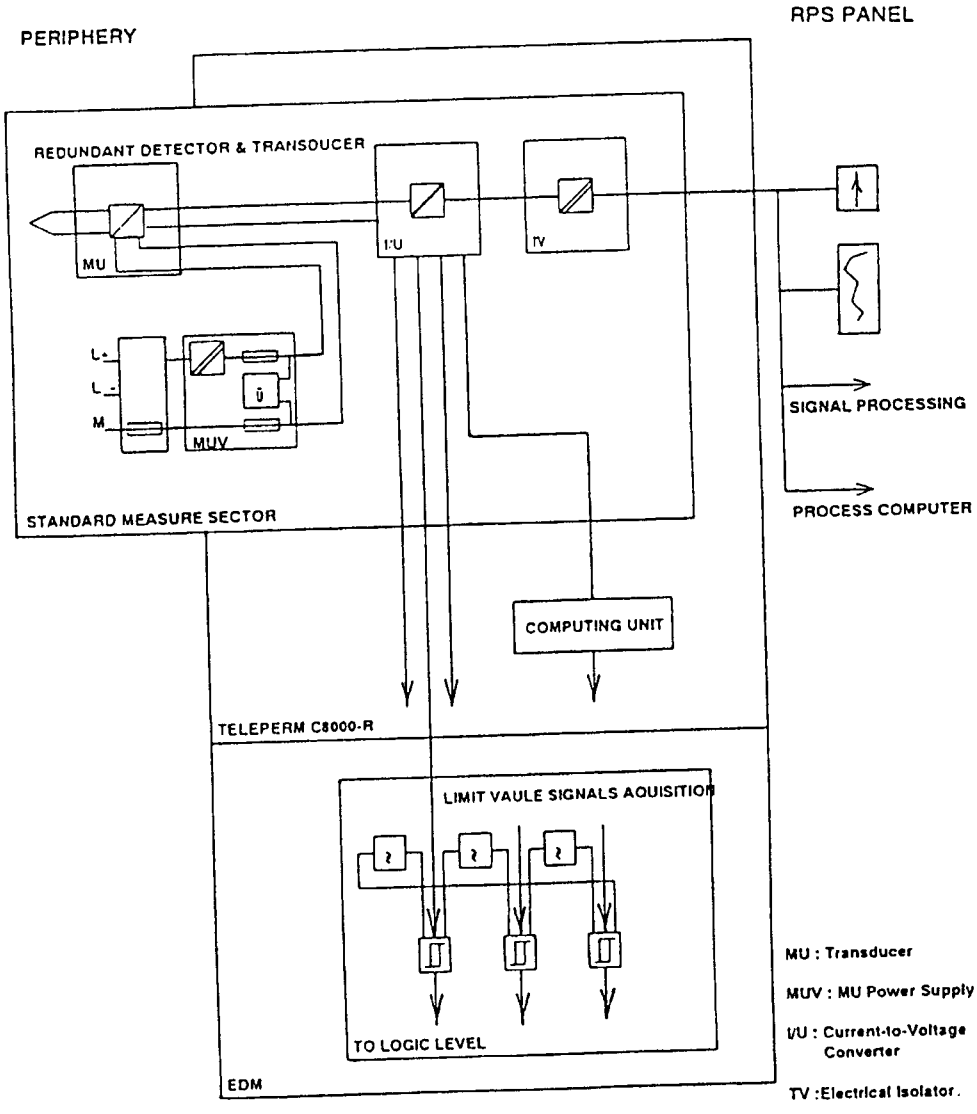


Fig. 1. Initiation level.

decoupling module inputs. Both provide inputs to the static and dynamic alarm section of a CAS (Conventional Alarm System). This guarantees that component faults, open circuits, and short circuits are immediately detected, signaled and located.[4,5] A dynamic system already has an active failure reaction with a single channel design. The plant safety and availability is increased by a multi-channel design. The clock generator system supplies two pulse sequences, *A* and *B*, shifted in phase. The pulse sequences with phase position *B* are made to track the limit value signal transmitters which apply them further to the adjustments inputs of the logical evaluation circuits in a non triggered status. A pulse sequence *A*, shifted in phase with respect to the pulse *B*, is applied to the trigger input of the logical evaluation circuits. A pulse sequence with the phase position *A* is presented at the output of the logical evaluation circuit as long as pulse sequences are present on at least 2 out of 3 or 2 out of 4 adjustments inputs and at the trigger input. The trigger signal logical evaluated in such manner can be linked using further logic modules. The linked logic signals are transferred to the control level via buffer and decoupling modules. Signals of EDM modules are defined as follows:

Dynamic '0' signal = Pulse sequence or clock.
Dynamic '1' signal = Static signal '0' or '1'.
Static '0' signal = Low potential.
Static '1' signal = High potential.

The scope of the present reliability signal analysis is restricted from the measurement elements to decoupling output drivers named FT.

2 EVALUATION PROCEDURE

The following criteria are used to select the reference signal:

- Trigger criteria's number for reference signal trip must be as minimum as possible.
- Trigger criteria's design for reference signal must be as complex as possible.
- Components number in the signal reference way must be as large as possible.
- The reference signal needs to contain sequences with a contribution larger as possible to core melting frequency event.
- The reference signal needs to contain functions shared with the rest or an RPS as large as possible.

Signal coded JR17ER003 fits all those requirements. This reference signal commands the two moderator loop valves. These valves are coded as JFC13AA102 normal opened to close and JFC14AA201 normal closed to open. The accident sequence to analyze is defined as:

'In Case of LOCA (Loss of Coolant Accident) Small Leakeages, for only one Redundancy, there is no Trip to Demand'

Devices driving by RPS reference signal JRE17ER003 for that sequence (small leakages) is shown in Fig. 2. In such a hypothesis the number of criteria to the reference signal trip is large. The contributors are the following:

- Moderator Cooler Inlet Temperature.
- Reactor Coolant Loops Pressure.
- Pressurizer Level.
- Reactor Coolant Loops Pressure Drop.
- Equipment Compartment Atmosphere Pressure Drop.
- Operating Compartment Atmosphere Pressure Drop.
- Emergency Power Bus Voltage.
- Emergency Power Bus Frequency.
- Main Steam Line Pressure Drop.
- Moderator Cooler Pressure Drop.
- Emergency Power Generation Connection.
- Main Control Room Manual Action.
- Emergency Control Room Manual Action.

Much of those criteria are shared with other RPS trip signal actions, so the reference signal becomes the best representative of all of the RPS signals. The unavailability analysis for the reference signal is performed by a logic modular technique, therefore the unavailability analysis of the other RPS signals can be performed with the same logic modular description.[6-8]

3 METHODOLOGY

Applying fault tree techniques to a large complex system such as RPS requires a systematic methology.[9] The approach used in the present analysis is basically consistent with Ref. 10 and is outlined below:

- Assemble information describing the system.
- Organize and tabulate this information.
- Agree on system failure definition, initial and boundary conditions.
- Develop a detail fault tree based on the above, encompassing all contributing paths.
- Reduce the fault tree to only important fault paths.
- Assign appropriate component failure data.
- Evaluate the fault tree to determine information required.

Main Important Measures,[11] e.g., Birnbaum, Criticality, Upgrading, Fussell-Veseley and Barlow-Proschan, are not performed at this stage.

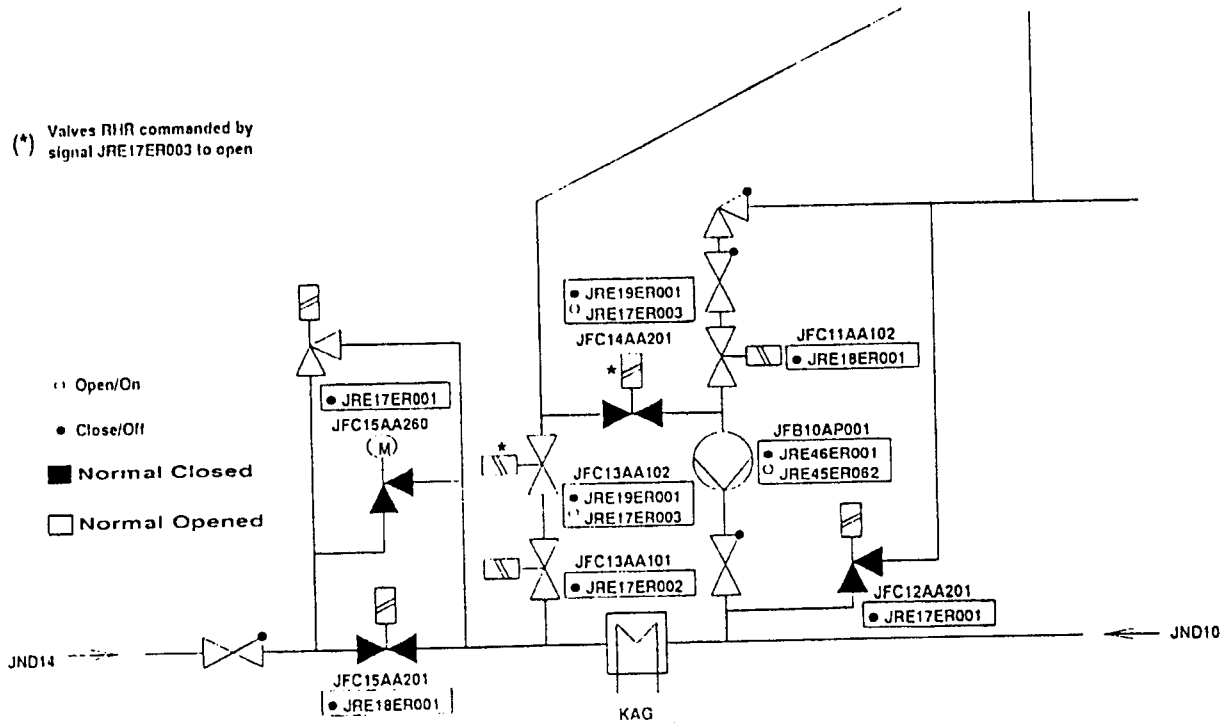


Fig. 2. Valves RHR commanded by signal JRE17ER003.

4 FUNCTIONAL ANALYSIS OF COMPONENTS

Each component or element may be in one of the following failure states:

A: Active failure. Component fails so that the output will produce abnormal signal regardless of the input. Component is always triggered.

P: Passive failure. Component fails so that the output will produce normal signal regardless of the input. Component is always untriggered or blocked.

Failures are classified as revealed and not revealed:

AS: Active revealed failure. Active failures are always self revealed by the component itself or by the next one in the chain.

PS: Passive revealed failure. Passive failures are self revealed by the component itself or by the next one in the chain.

PN: Passive not revealed failures. Passive failures are not self revealed explicitly, only by testing.

MT: Passive not revealed failure for component alarm section.

MP: Passive revealed failure but not revealed by component alarm section failure.

Failure mode cause-effect analysis for each component was performed in Refs 12–20. Hazard failures rates for each failure mode are taken from those references. From the references, the average time to repair (MTTR) is usually 20 Hs as an upper limit for electronics components. Exceptions are transducers with 100 Hs of average time to repair. Actually, the process of repair is to replace a bad module by a good one. Logistic delay may be, on average, 4 Hs. Hence, an MTTR of 20 Hs has a result which is too conservative. An upper limit for the periodic tests results is 1.5 years. For all components belonging to an EDM, the system test interval is basically 6 years.

Exemptions are buffering, distribution, decoupling and timing modules without test attachments (named RAG, FT and RZG, tested monthly), timing modules with test attachments (named RZGP, tested every 3 months) and memory modules (tested every 1.5 years). The following assumptions are issued:

1. Fault occurrences in components are statistical independent events.
2. RPS components performed independently of each other.
3. Components are non degradable.
4. Hazard failure rates and repair rates are constant.
5. Repair of a failure component is done as soon as possible. Repair is done by replacement.

Two basic models are use to describe component unavailabilities $U(t)$:

Model 1: For passive and active failures self

revealed

$$U(t) = |\lambda/(\lambda + \mu)|.\{1 - \exp.|-(\lambda + \mu).t|\}.$$

Model 2: For passive failures not self revealed

$$U(t) = \exp.|-(\lambda.T)|$$

where:

t = Actual time.
T = Time since last test.
λ = Hazard failure rate.(1/MTBF)
μ = Hazard repair rate.(1/MMTR)

MTBF = Mean time between failures.
MTTR = Mean time to repair.

Fault tree event basic code consists of 18 characters in 4 fields divided as follows:

Signal Code:	9 alphanumeric characters.
Component Code:	4 alphanumeric characters.
Component Number:	3 numeric characters.
Failure mode:	2 alphanumeric characters.

Figure 3 shows the basic component symbols.

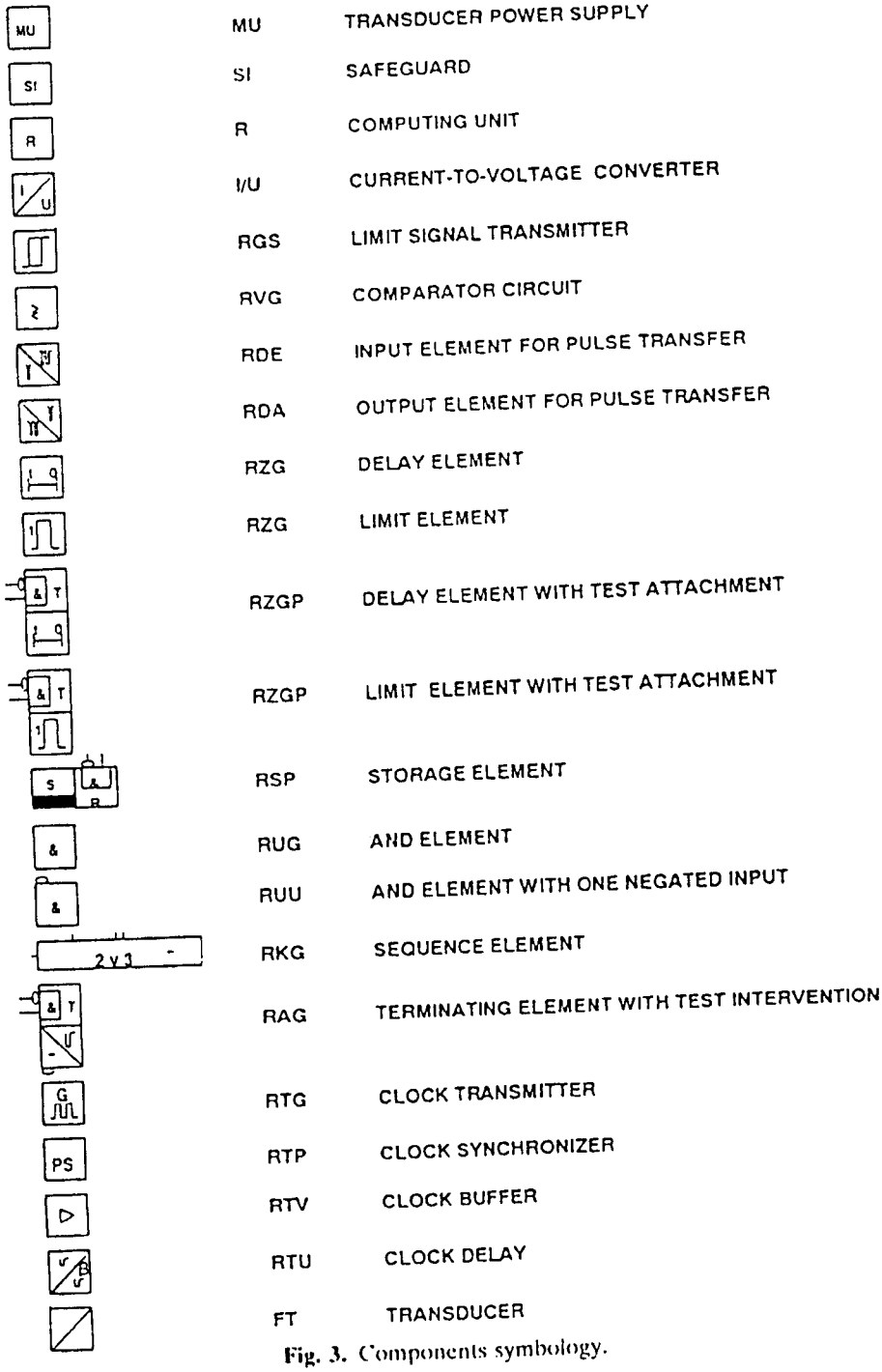


Fig. 3. Components symbology.

Table 1.

Comp.	Fail. mode	Fail. rate Fit = 1E-9/H	Ref.	Test time H	M.T.T.R. H	Mean unav.	Remarks
RAG	PN	489.00	3	8064.00	20.00	1.97E-03	
RAG	PN	489.00	3	2016.00	20.00	4.93E-04	
RAG	PN	489.00	3	672.00	20.00	1.84E-04	
RAG	PS	83.00	3		20.00	1.88E-08	
RAG	AS	660.00	3		20.00	1.32E-05	
RUU	PN	2.00	3	52416.00	20.00	5.24E-05	
RUU	PS	122.00	3		20.00	2.44E-06	
RUU	MT	161.00	3	52416.00	20.00	4.22E-03	
RUU	AS	252.00	3		20.00	5.04E-00	
RUU	MP	122.00	3	52416.00	20.00	3.20E-03	
RUG	PN	2.00	3	52416.00	20.00	5.24E-05	
RUG	AS	150.00	3		20.00	3.00E-06	
RZGP	PN	1307.00	3	2016.00	20.00	1.32E-03	RZG with test attach
RZGP	AS	1642.00	3		20.00	3.28E-05	RZG with test attach
RZG	PN	1101.00	3	672.00	20.00	3.70E-04	
RZG	AS	511.00	3		20.00	1.02E-05	
RSP	PN	6.00	4	13104.00	20.00	3.93E-05	
RSP	PS	175.30	4		20.00	3.51E-06	
RSP	MT	125.50	3.4	13104.00	20.00	8.22E-04	
RSP	AS	402.20	4		20.00	8.04E-06	
RSP	AM	175.30	3.4	13104.00	20.00	1.15E-03	
RKG	PN	3.00	3	52416.00	20.00	7.86E-05	
RKG	AS	302.00	3		20.00	6.04E-06	
RTU	AS	581.00	3		20.00	1.12E-05	
RTP	AS	144.00	5		20.00	2.88E-06	
RTG	AS	1424.00	3		20.00	2.85E-05	
RTV	AS	449.00	3		20.00	8.98E-06	
FT11	PN	280.00	11	8064.00	20.00	1.13E-03	
FT11	PN	280.00	11	2106.00	20.00	2.82E-04	
FT11	PN	280.00	11	672.00	20.00	9.41E-05	
FT11	AS	1084.0	11		20.00	2.17E-05	
FT12	PN	4.20	11	8064.00	20.00	1.69E-05	
FT12	PN	4.20	11	2106.00	20.00	4.42E-06	
FT12	PN	4.20	11	672.0	20.00	1.41E-06	
FT12	AS	84.00	11		20.00	1.66E-06	
RDA	PN	0.20	3	52416.00	20.00	5.24E-06	
RDE	PN	0.40	3	52416.00	20.00	1.05E-05	
RDA	AS	472.00	3		20.00	0.44E-06	
RDE	AS	689.00	3		20.00	1.38E-05	
MU	PN	300.00	6	13104.00	100.00	1.97E-03	
MU	PS	200.00	6		100.00	2.00E-06	
MU	AS	500.00	6		100.00	5.00E-06	
MUV	AS	1180.00	10		20.00	2.36E-05	Transd. power supply
RGS	PN	17.00	3	13104.00	20.00	1.11E-04	
RGS	PS	624.00	3		20.00	1.25E-05	Max. Limit
RGS	PS	583.00	3		20.00	1.17E-05	Max. Limit
RGS	AS	1221.00	3		20.00	2.44E-05	Max. Limit
RGS	AS	1246.00	3		20.00	2.49E-05	Min. Limit
RVG	MP	3244.00	3	13104.00	20.00	2.13E-02	Without LED
I/U	PN	75.00	9	13104.00	20.00	4.91E-04	
I/U	PS	75.00	9		20.00	1.50E-06	
I/U	AS	38.00	9		20.00	7.60E-07	Max. Limit
I/U	AS	26.00	9		20.00	5.20E-07	Min. Limit
TUB	PS	50.00	3.7		20.00	1.00E-06	Short circ. P. Botton
TUB	AS	50.00	3.7		20.00	1.00E-06	Short circ. P. Botton
S14	AS	200.00	6		20.00	4.00E-06	Open circ. Fuse
ZD	AS	20.00	7	13104.00	20.00	4.00E-07	Short circ. Zener
D10	PN	50.00	7	13104.00	20.00	3.28E-04	Open circ. diode
D63	PN	50.00	7		20.00	3.28E-04	Open circ. diode
S110	AS	500.00	6		20.00	1.00E-05	Open circ. fuse
S163	AS	500.00	6		20.00	1.00E-05	Open circ. fuse
6FP	AS	170.00	6		20.00	3.40E-06	Safeguard

Table 1 shows the reliability parameters for all components failure modes.

5 COMMON CAUSE FAILURES

Common cause or common mode failures (CCF) are dependent multiple failures originating from a common cause.[21] The effect of CCF in system effectiveness may be a reduction of several orders of magnitude in the mean time to system failure. When the system is highly redundant as in RPS, CCF can thus potentially become controlling failure mechanism. In the RPS, protection from CCF is carried out by the following strategies:

5.1 Component diversity

Different components to improve the same measure. Type *A*, *B*, and *C* measurement channels are considered in the present context. Also, different devices are used to control and protect actions.

5.2 Functional diversity

Different measurements of parameters to improve the same function. Thus, components of CCF must attain more than one parameter to produce a malfunction.

5.3 Coincidence

The inclusion of comparators between the measurements in 2 out of 3 tests. Thus, a malfunction channel may be revealed and isolated by such comparators. This is also applicable to diversity channels Type *A*, *B*, and *C*.

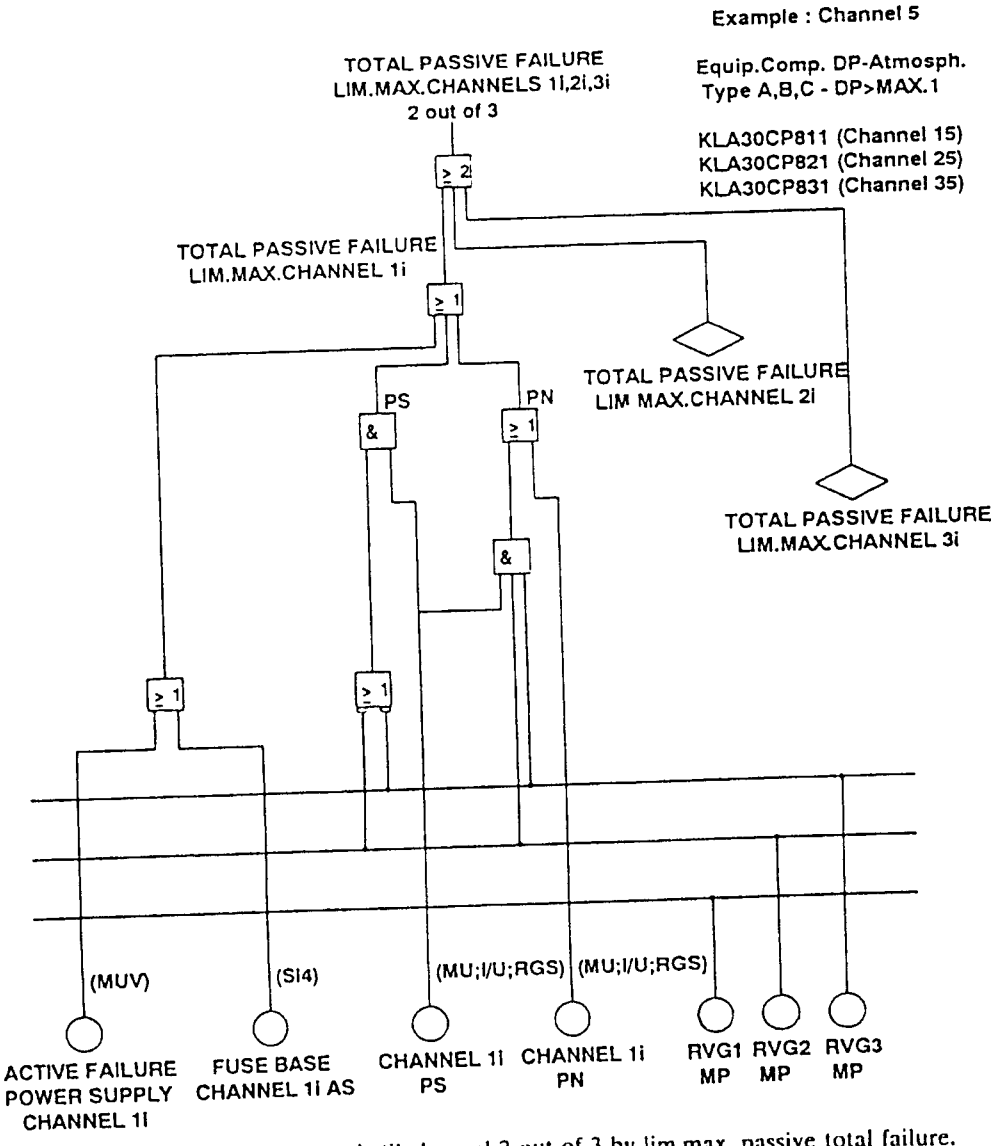


Fig. 4. Fault tree for a generic 'i' channel 2 out of 3 by lim.max. passive total failure.

5.4 Physical independence

In order to prevent CCF, the RPS presents four physical independent redundancies. In order to improve this, task components form different redundancies which do not share a common physical allocation, and there are also physical barriers between redundancies capable of insulating components from the failure cause.

For every channel, a clock system provides monitoring from limit value elements to the 2 out of 3 gates. Transducers and signal converters are seperate from this strategy. To prevent them from CCF, some of the above strategies are taken or the same fail action is used to trigger purposes in the fail safe fashion. Such cases are:

- Triggering by low level.
- Signal trip by fail.
- Feedback decoupling.

The strategies above are not special. They are derived over the RPS by standard KTA[22] criteria application. Therefore, in RPS Intrumentation and Control area there are no CCF present for signals.

In the present context, only one redundancy is analyzed and there is no cause of secondary failure common to all basic events in one or more hardware minimal cutsets.

By calibration, more than one sensor could be affected and therefore, in normal operation, CCF could occur: in any case, fail to calibration is not taken into account for the present analysis.(Figs 4–7.)

6 FAULT TREE STRUCTURE

Using fault tree techniques, the TOP 1 event is studied and their unavailability predicted.

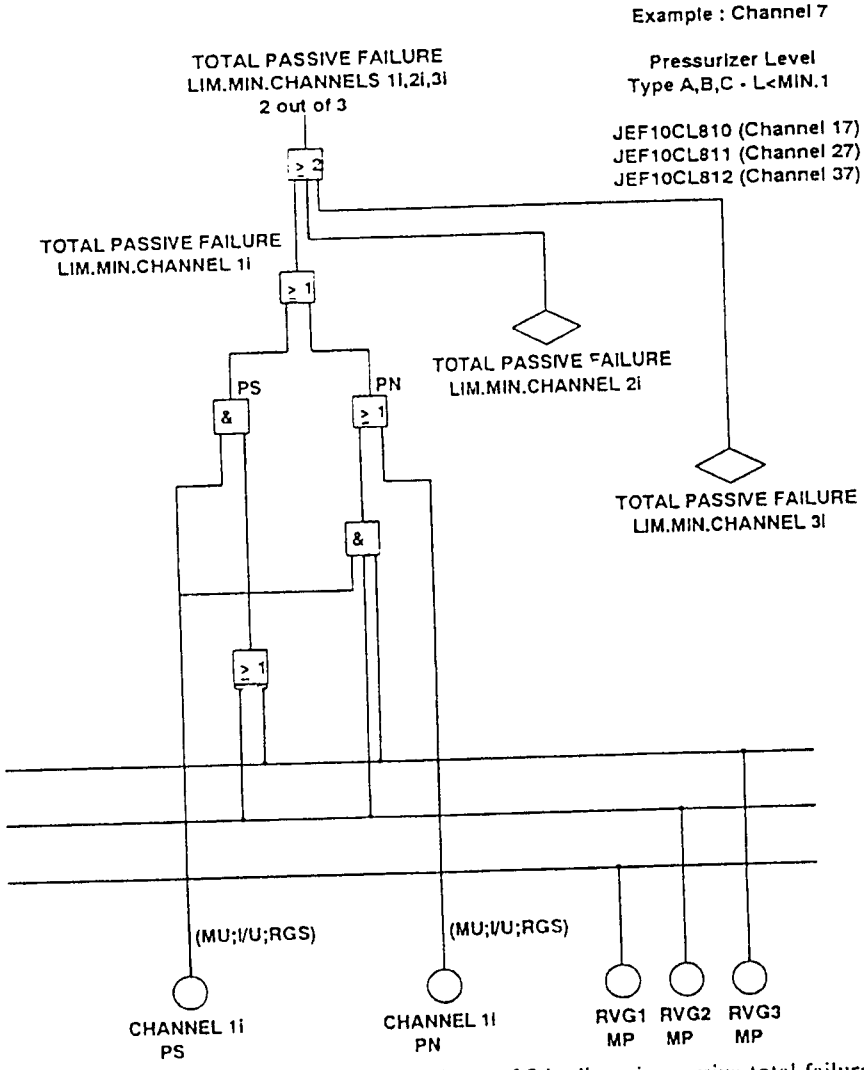


Fig. 5. Fault tree for a generic 'i' channel 2 out of 3 by lim.min. passive total failure.

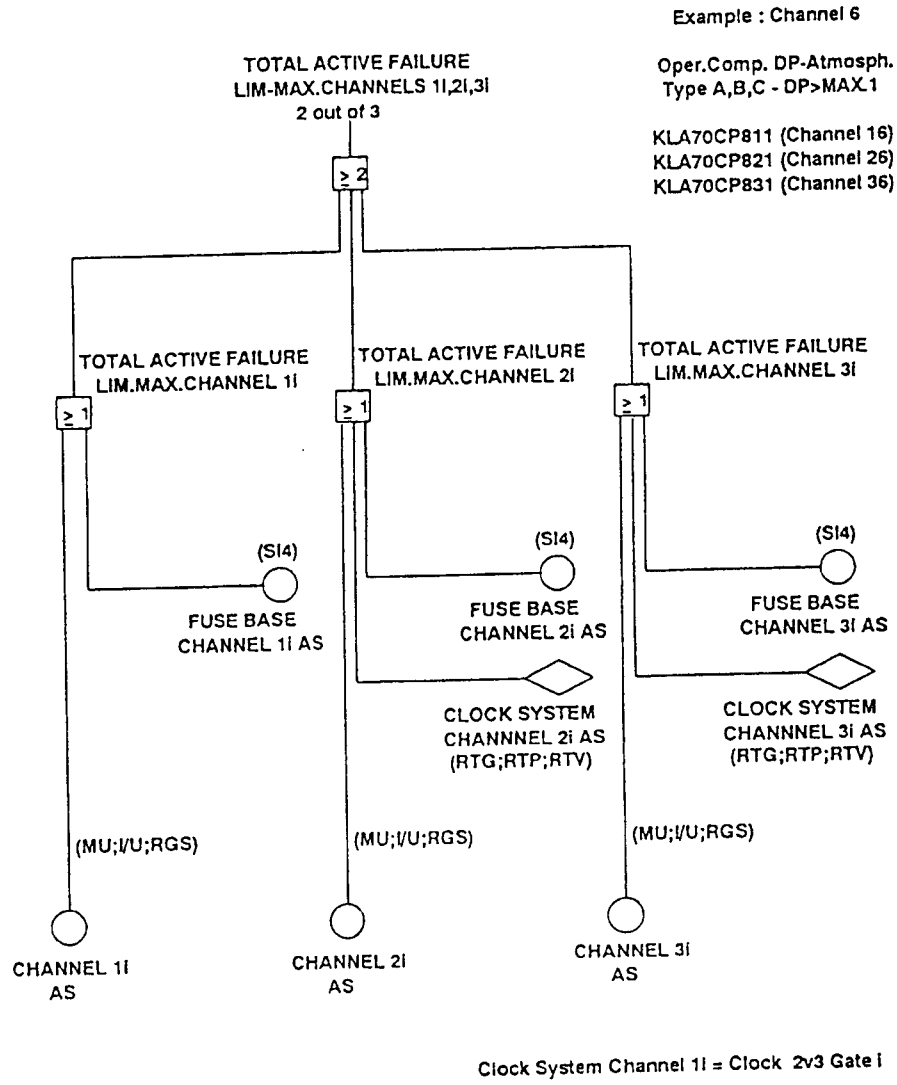


Fig. 6. Fault tree for a generic 'i' channel 2 out of 3 by lim.max. active total failure.

TOP 1 event is defined as:

TOP 1: 'in case of LOCA (loss of coolant accident) small leakages, for only one redundancy, there is no trip to demand.'

Figure 8 shows the arcitecture for a generic one redundancy safety signal JRE17ER003. The block JR17ER003 safety signal constitutes the TOP 1 event, that is, the main one in the upper level fault tree. The blocking action for safety signal JRE17ER003 is performed by one of the following main events, (logic Or in the fault tree context) each one constitutes a logic module:

Logic module 1

TOP 11 —Blocking the Emergency Cool Criteria (ECC)

Logic module 2

TOP 12—No Triggering by ECC And Reactor Coolant Loops Pressure Drop.

TOP 13—No Triggering by Emergency Power Generator (EPG) connect signal.

TOP 14—No Triggering by Main Steam Line Or Moderator Cooler Pressure Drop.

Logic module 3

TOP 15—Blocking Trigger Signal in Direct Path.

Logic module 4

TOP 16—Power Supply Failure for RPS Cabinets.

6.1 Module 1—TOP 11—blocking the ECC

Figures 9–14 show the ECC design. The following measures, channels and trip signals are considered:

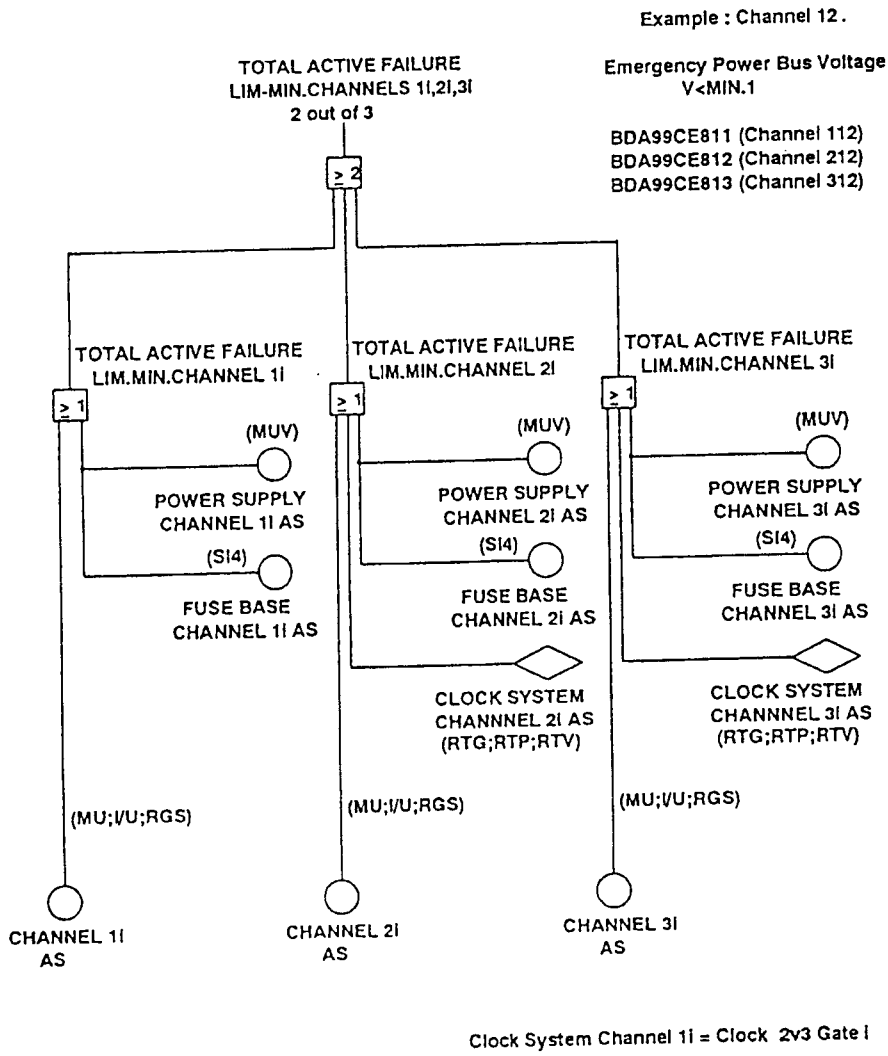


Fig. 7. Fault tree for a generic 'i' channel 2 out of 3 by lim.min. active total failure.

Measure	Channel	Trip signal
Moderator Cooler Inlet Temperature Loops 1,2,3,4	1,2,3,4	T > Max.1
Equipment Compartment DP-Atmosphere Type *A*, *B*, *C*	5	DP > Max.1
Operating Compartment DP-Atmosphere Type *A*, *B*, *C*	6	DP > Max.
Pressurizer Level Type *A*, *B*, *C*	7	L < Min.1
Reactor Coolant Loop Pressure Type *A*	8	P < Min.2
Reactor Coolant Loop Pressure Type *B*	9	P < Min.2

'Reactor Coolant Loops Pressure Drop, 2 out of 4, PDR > Max.2' and 'Reactor Coolant Loop Pressure 1 out of 2, P < Min.2', provide the trips to one of the main ECC inputs via Or gate RUG4. The first is neglected since the results are much more reliable than the second one. Each channel '*ji*' is in 2 out of 3 modality, arranged in chain fashion.

Exemptions are channels 5 and 6 that are designed in three chains fashion. Two out of three blocking actions performed the ECC blocking named:

- Blocking by channels 8 and 9 (1 out of 2).
- Blocking by chains 1, 2, 3, (2 out of 3).
- Each chain by channels 5 and 6 (1 out of 2).
- Blocking by channel 7 or channels 1, 2, 3, 4 (3 out of 4).

Since only passive failure modes are needed to perform a blocking action, cause-effect failure analysis for each channel passive failure mode is developed. Passive failure mode for a generic channel '*ji*', with $j = 1,2,3$, is conduced by one of the following three

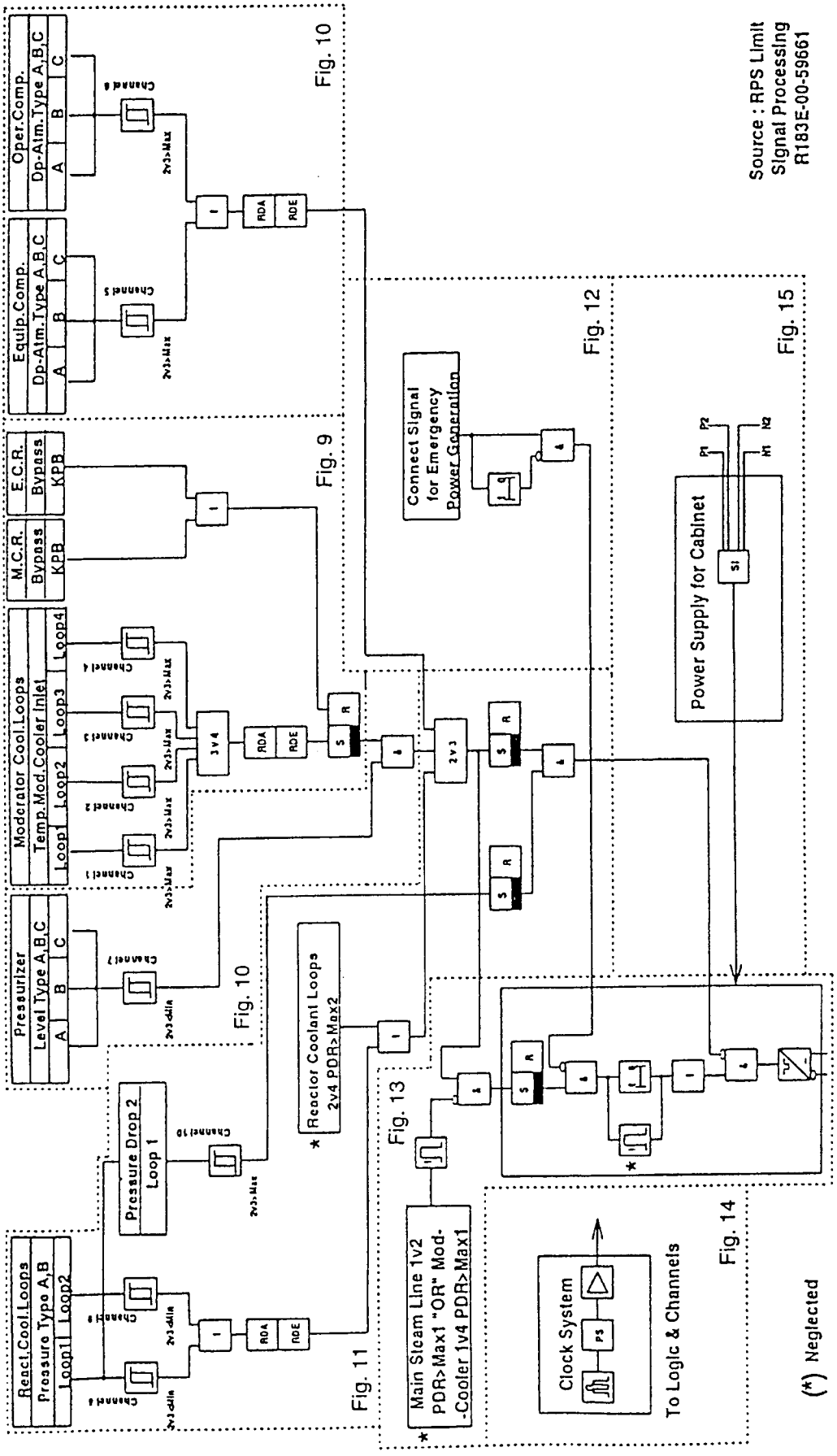


Fig. 8. General review.

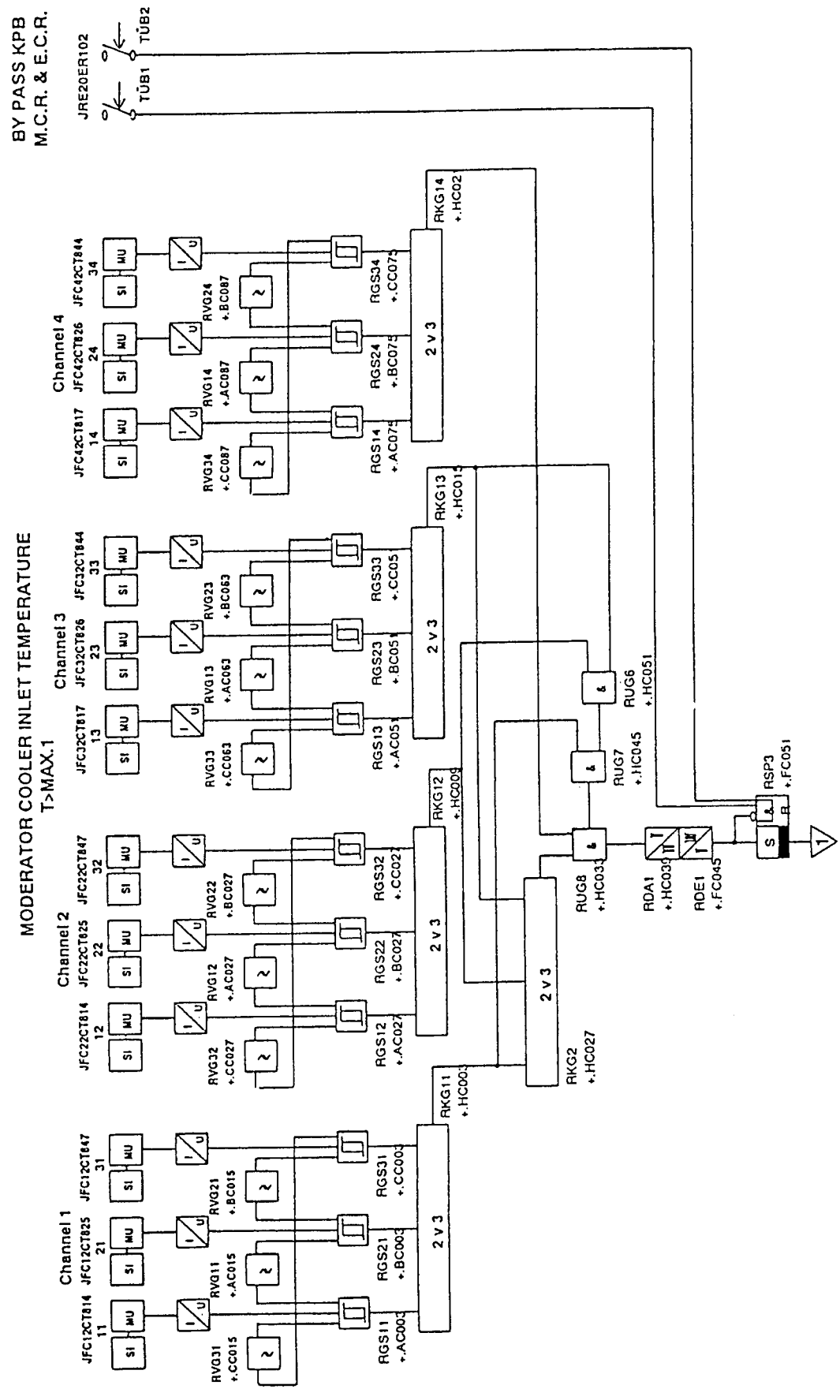


Fig. 9. ECC. 3 out of 4 moderator cooler inlet temperature.

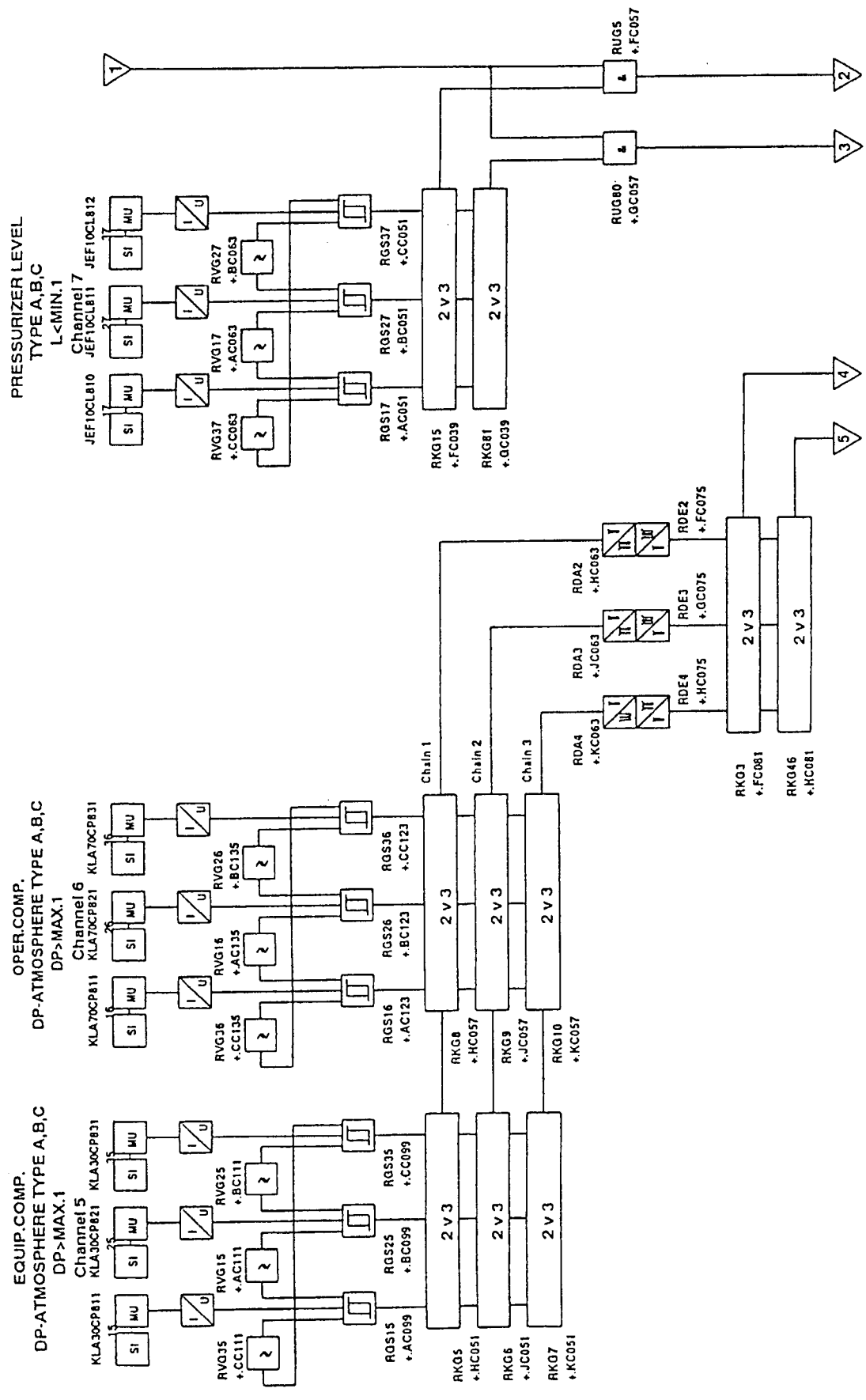


Fig. 10. ECC. 2 out of 3 DP—atmosphere/2 out of 3—pressurizer level.

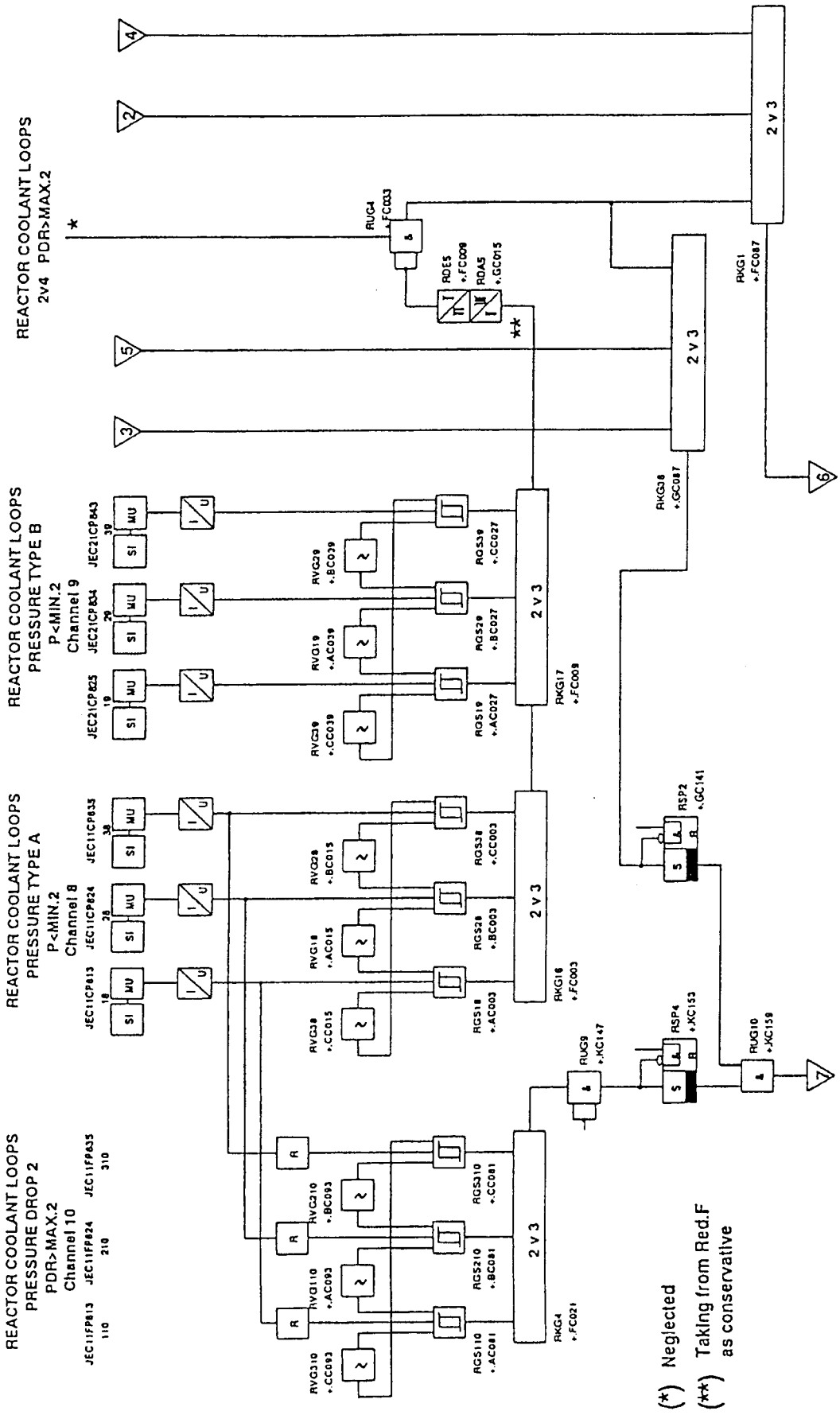


Fig. 11. ECC. 2 out of 3 loops pressure/2 out of 3 - loop drop pressure.

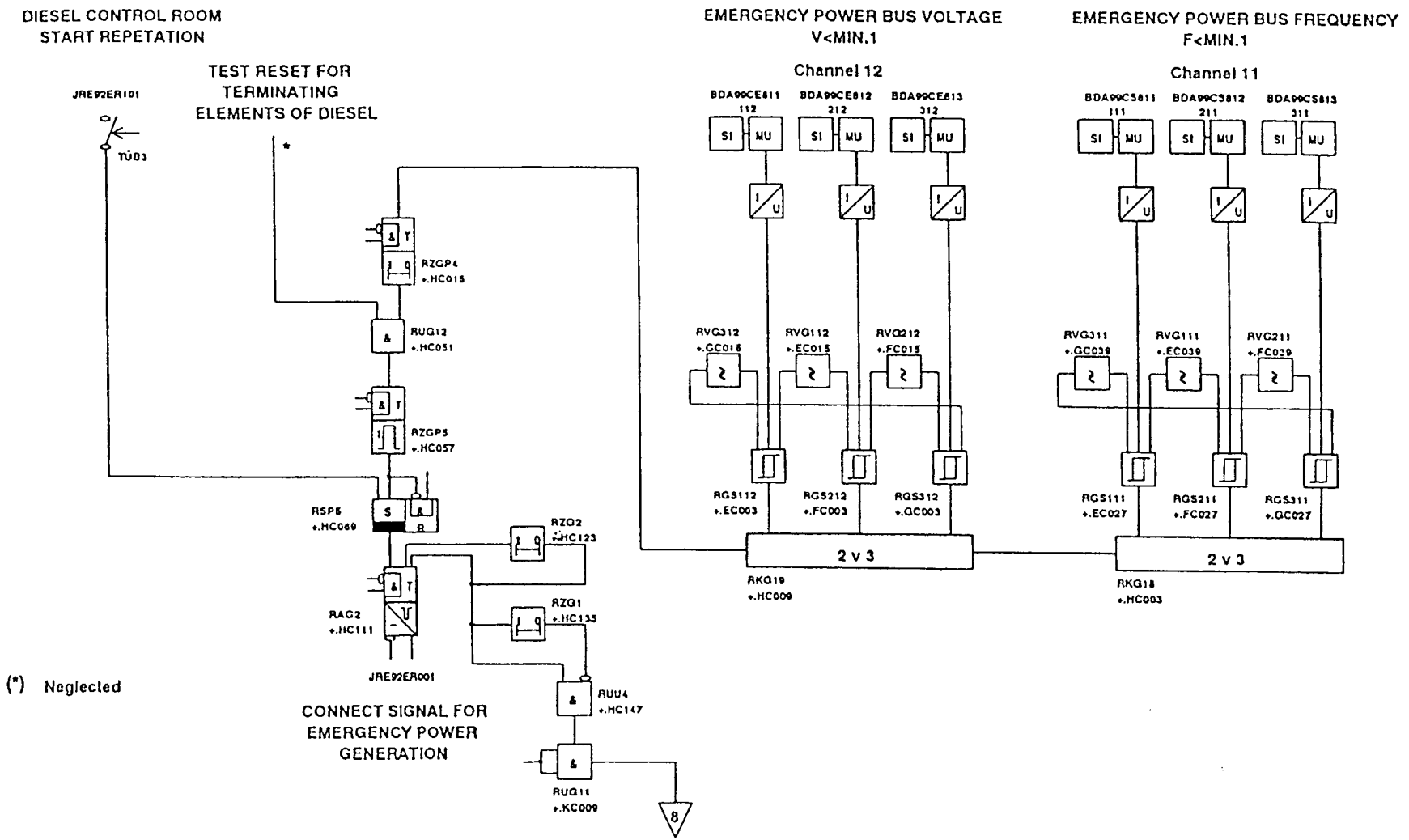
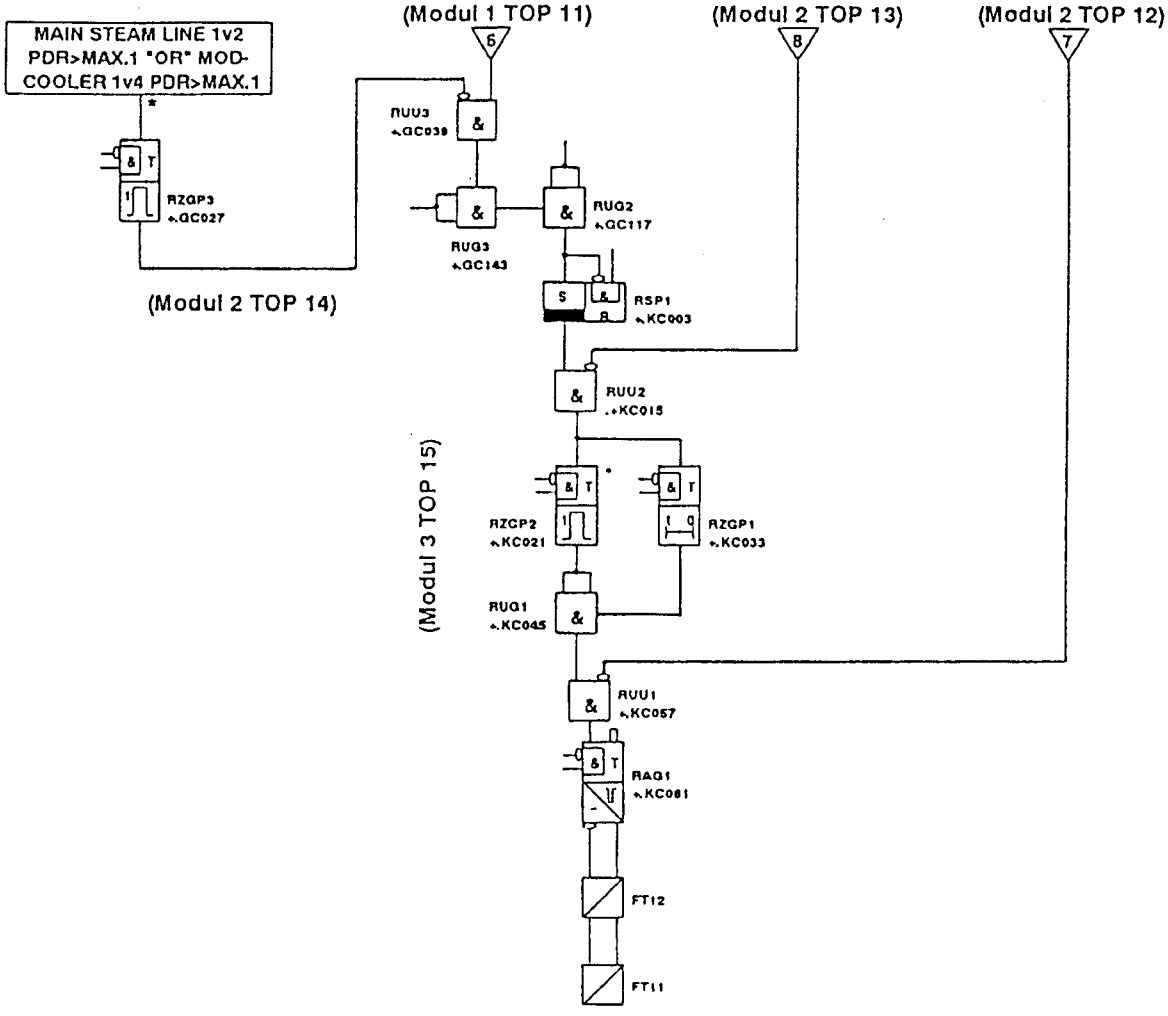


Fig. 12. Emergency power generation signal.



(*) Neglected

Fig. 13. Logical direct path. Blocking by mod. 1, no triggering by mod. 2.

components passive failure:

- Transducer supply passive failure.
- Signal converter passive failure.
- Limit value passive failure.

This is applicable to revealed and not revealed passive failures. Two comparators monitored channel '*ji*' with $j = 1,2,3$ against the other channels. Total passive revealed and not revealed failures for a channel '*ji*' are always self revealed by means of such comparators. There are two possibilities to perform this action:

- By two good comparators. This means all revealed and not revealed failures are self revealed.
- By only one good comparator. In such a case all revealed failures do not become self revealed.

Fuse base and transducer power supply (SI4 and MUV in fault tree context) active failures are always self revealed by CAS and only by lim.max. considered since they lead to a blocking action. Total passive failure fault tree for a generic channel '*ij*' by Lim.Max. and Lim.Min. are developed in Figs 4 and 5. Since, by reset input active and set input passive failures in RSP3 memory element, a blocking action can be performed, cause-effect analysis for this failure mode is included in the corresponding fault tree. Active failures for TÜB1 and TÜB2 switches are therefore considered.

6.2 Module 2—no triggering actions

Top 12—no triggering by ECC and reactor coolant loops pressure drop

Figures 9–11 show the ECC design and channel 10 to perform trip signal PDR > Max.2 via on line computer process units (named R in fault tree context). Figure 14 shows the clock system that leads

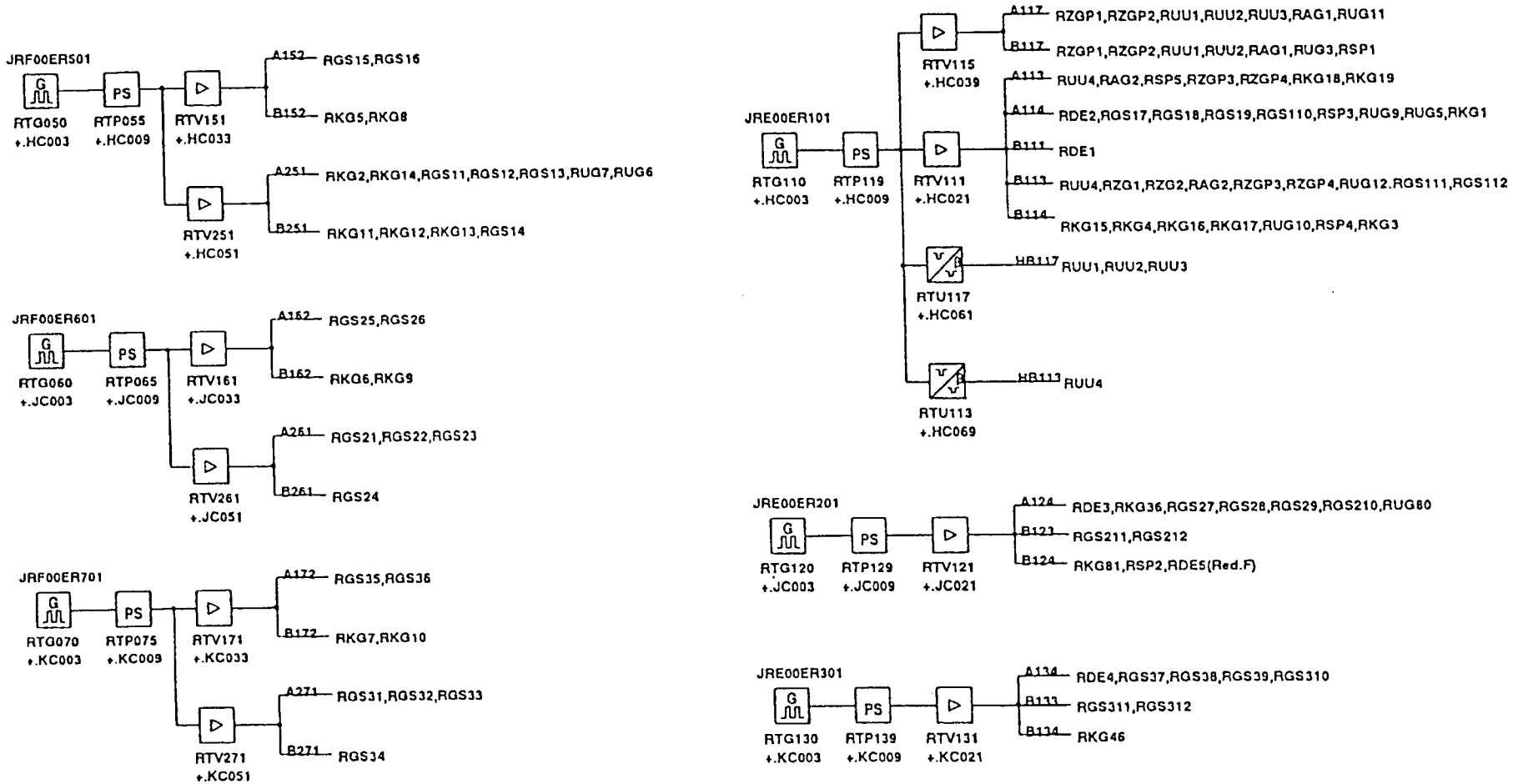


Fig. 14. Clock system.

to active failures over channel measurements. No triggering action is performed by both:

- No triggering by ECC. And No triggering by PDR > Max.2.

The first via RSP2 memory element Or ECC active failure and the second via RSP4 memory element Or channel 10, PDR > Max.2 active failure.

ECC cannot trigger by two out of three no triggering actions:

- No triggering action by channel 8 and 9 (2 out of 2).
- No triggering action by chains 1, 2, 3 (2 out of 3).
- Each chain by channels 5 and 6 (2 out of 2).
- No triggering action by channel 7 and channels 1, 2, 3, 4 (2 out of 4).

Since only active failures are needed to perform a no triggering action a cause-effect analysis for each channel active failure is developed. Active failure mode for a generic channel '*ji*' with $j = 1,2,3$ is conduced by one of the following three components active failure:

- Transducer power supply active failure.
- Signal converter active failure.
- Limit value active failure.

All active failures are self revealed by CAS. Cause-effect analyses for comparators are not considered since they are not conduced to a no triggering action. Fuse base active failures (SI4 in fault tree context) are always considered either by Lim.Min. or Lim.Max., meanwhile transducer power supply active failure (MUV in fault tree context) is only by considered Lim.Min. since they conduce to a no triggering action. Figures 6 and 7 illustrate the Total active failure fault trees for a generic channel '*ji*' with $j = 1,2,3$ by Lim.Min. and Lim.Max. Clock system active failures are included in the fault tree. The channel '*ji*' clock system which belongs to the same 2 out of 3 gate clock system is not considered since its active failure is self revealed by CAS. Active failures for the rest of the clock system in 1 out of 2 modality are needed to perform a no triggering action. Since, by reset input passive and set input active failures in an RSP3 memory element, a no triggering action can be performed, cause-effect analysis for this failure mode is included in the corresponding fault tree. Therefore, passive failures for TÜB 1 and TÜB 2 switches are considered. Channels 1, 2, 3, 4; T > Max.1 (3 out of 4) remain the same as in blocking action modality and become 2 out of 4 for no triggering action modality.

Cause-effect analyses for the computer process unit included in channel 10 are considered assuming that those units are equivalent to 4 limit value elements (RGS).[23] Therefore, the active failure rates for this Computing Process units results in: 4884 Fits by Lim.Max. and 4984 Fits by Lim.Min.

Top 13—no triggering by EPG connect signal.

The Connect signal DLS0 provides a pulse to block the signal JRE17ER003 up all over the time in which diesel protocol connecting instances occur. See Fig. 12. This transitory blocking action becomes permanent by RUU4 active failures Or RZG1 passive failure And active failure in direction signal JRE92ER001 bottom-top. 2 out of 2 no triggering action by channels 11 and 12 are also studied since both of them contribute to active failures in direction signal JRE92ER001. For both, the same analysis as in TOP 12 is performed. A test action from Main Control Room (MCR) can be executed. Only by active failures over test reset branch can a blocking action be performed. Cause-effect failure analysis for a test reset signal is neglected, since by normal operation, the test reset block is always triggered. Set input active failures in RSP5 memory element conduce to a no triggering action, therefore active failure for a TÜB3 switch is considered and included in the fault tree.

Top 14—no triggering by main steam line or moderator cooler pressure drops.

'Mean Steam Line Pressure Drop 1 out of 2, PDR > Max.1' And 'Moderator Cooler Pressure Drop 1 out of 4, PDR > Max.1' block signal JRE17ER003 up via Or gate and timing element RZGP3 from triggering. Cause-effect failure analysis of both signals is neglected since only by timing element response limit active failure can a blocking action be performed. Therefore, TOP 14 fault tree is only constituted by component RZGP3 active failure.

6.3 Module 3—blocking in the direct path

Top 15 —blocking trigger signal in direct path

Figure 13 presents the logic circuit scheme for the direct path of signal JRE17ER003. Bottom-top cause-effect analysis leads us to consider this path as a series network from the reliability point of view. Since only passive failures are needed to perform a blocking actions, a TOP Or Logic gate for all passive failures events of components improves this task. Exeptions are the components RUU1, RUU2, and RUU3 (And gate one negated input) which are provided with help pulses from clock delay element RTU117. The loss of these help pulses, that is, a clock delay component active failure, leads also to a passive failure for those components. Two timing elements RZGP1 and RZGP2 are performed in parallel as a combined function, one by delay response (7 s) and the other by limit response (40 s). Cause-effect analysis for timing element limit response RZGP2 is neglected since only by timing element delay response passive failure can a

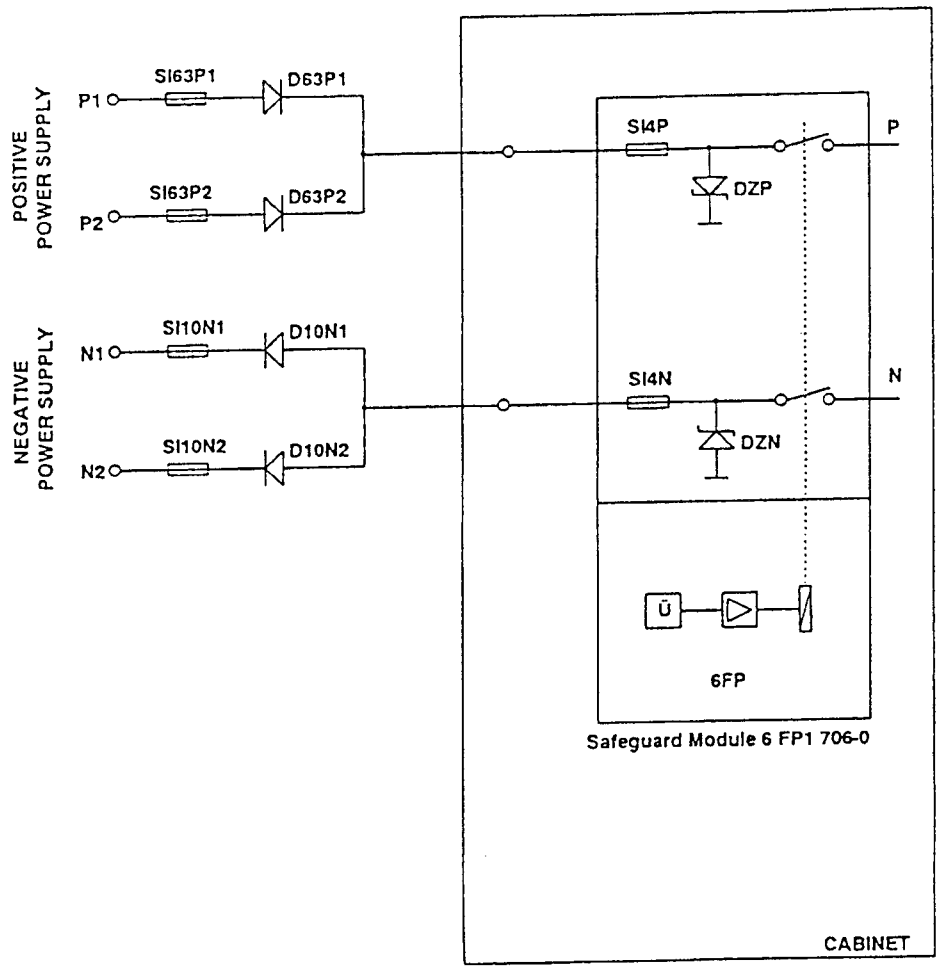


Fig. 15. RPS cabinets power supply.

blocking action be performed. Alarm section failures for memory (RSP) and gate (RUU) components are specially considered because of their relatively high weight over the total passive failure hazard rate. For both, passive self revealed failures can eventually become not self revealed by alarm section failures. The relative weight of this failure mode over the total passive self revealed failures results in RUU being larger than RSP. However, both of them are included in the fault tree.

6.4 Module 4—power supply

Top 16—power supply failure for RPS cabinets

Eleven cabinets for each redundancy are double supplied with +24 Vcc and −24 Vcc via diodes and branch fuses. Only the cabinet that contains terminal element RAG1 is considered since by the loss of that cabinet a blocking action can be performed. Figure 15 shows the basic interconnection scheme. P1 and P2 are the positives and N1 and N2 are the negative ones for each rack. A safeguard component (SI4) provides monitoring against voltage drop or total loss. If there is an under voltage or total loss in any of the supply voltages, P1, N1 or P2, N2 are both disconnected and reconnected when they return. Positive power supply fails when both P1 and P2 fail. Since only +24 VCC is needed to perform triggering action by Safeguard element, diodes and branch fuse failures are required for power supply failure. Fuse branch circuit failures are active and, by CAS, self revealed; meanwhile diodes failures are not self revealed and every 1.5 years are tested. Safeguard component failure is divided into three basic lower events: fuse base failure for positive and negative voltages, zener diodes failure for both voltages and the self watchdog unit failure. Fuse base and watchdog unit failures are active, while zener diode failure is passive but both of them are self revealed by CAS. Negative power supply fails when both N1 and N2 fail. As in the positive voltage supply, diodes or branch fuse failures are required for power supply failure. (Figs 16–19.)

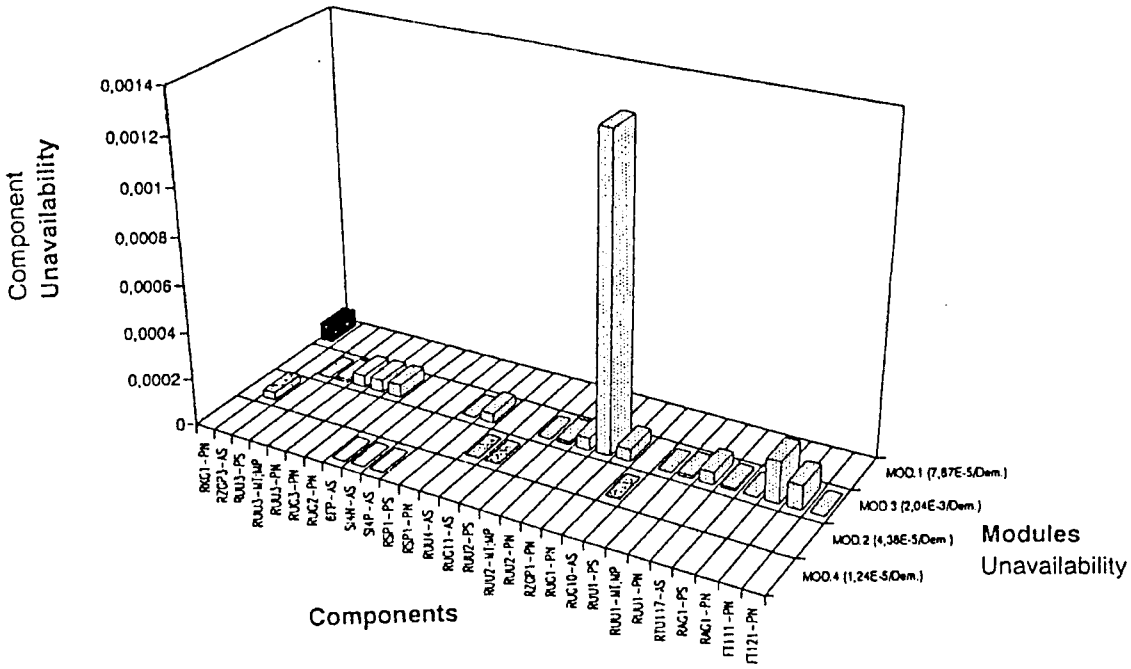


Fig. 16. Component unavailability to reference signal JRE17ER003.

7 UNAVAILABILITY ANALYSIS RESULTS

All fault trees are by the well known Swedish company Risk and Reliability Software Risk Spectrum computing.[24] Only logic modules' average unavailabilities are considered. Six years is assumed as mission time in order to compute averages unavailabilities. Figures 20–24 show partial fault trees corresponding to TOP.1, TOP.11, TOP.15 and TOP.16 events. The blocking action for signal JRE17ER003 is performed by one of the following events with the corresponding average unavailabilities.

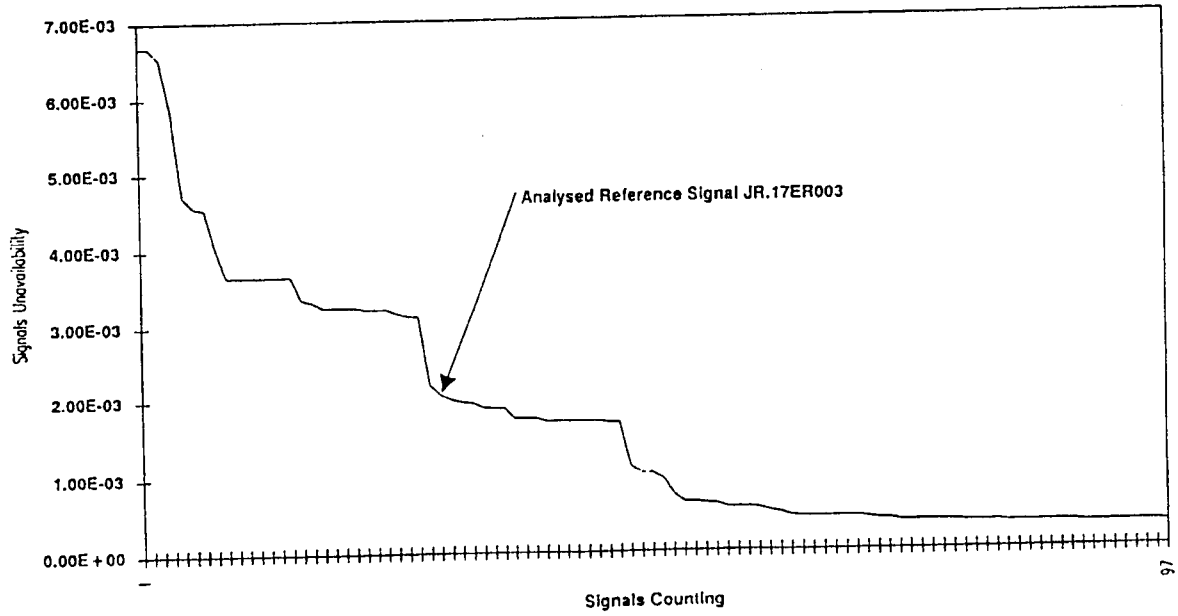


Fig. 17. Unavailability for RPS signals red. E (no trip to demand).

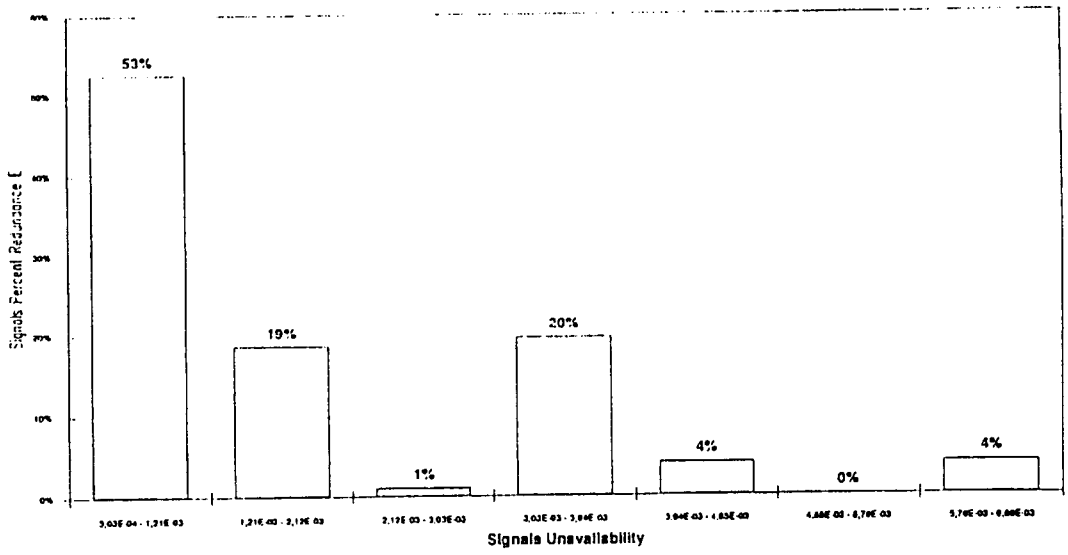


Fig. 18. Unavailability distribution for RPS signals red. E (no trip to demand).

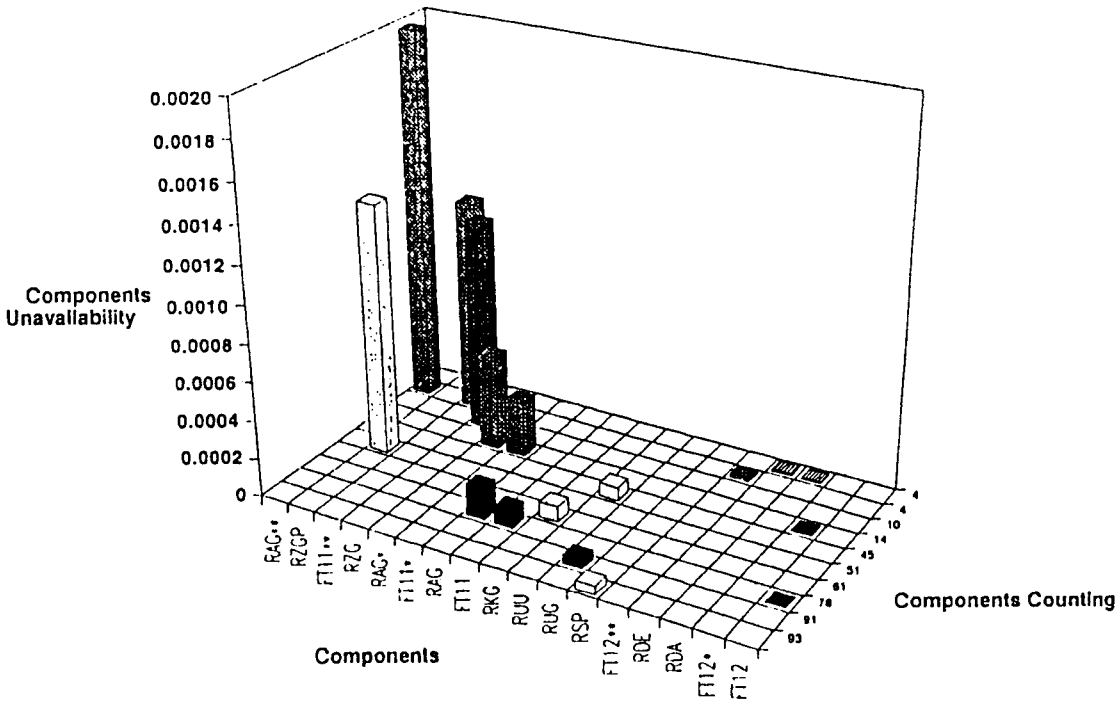


Fig. 19. Components contribution for RPS signals red. E (no trip to demand).

Top event	Unavailability
Logic Module 1: TOP.11: Blocking the ECC	7.87 E – 5/Dem.
Logic Module 2: TOP.12: No triggering by ECC and Reactor Cool. Press. Drop.	4.38 E – 5/Dem.
TOP.13: No triggering by EPG Connect signal.	3.00 E – 6/Dem.
TOP.14: No triggering by M. Steam Line or Mod. Cool. Press. Drop.	8.08 E – 6/Dem.
Logic Module 3: TOP.15: Blocking trigger signal in Direct Path.	3.28 E – 5/Dem.
Logic Module 4: TOP.16: Power Supply Failure for RPS Cabinets.	2.04 E – 5/Dem.
	1.24 E – 5/Dem.

Since the TOP.1 event results a TOP Or of TOP.1k events with $k = 1,.....6$; average unavailability for

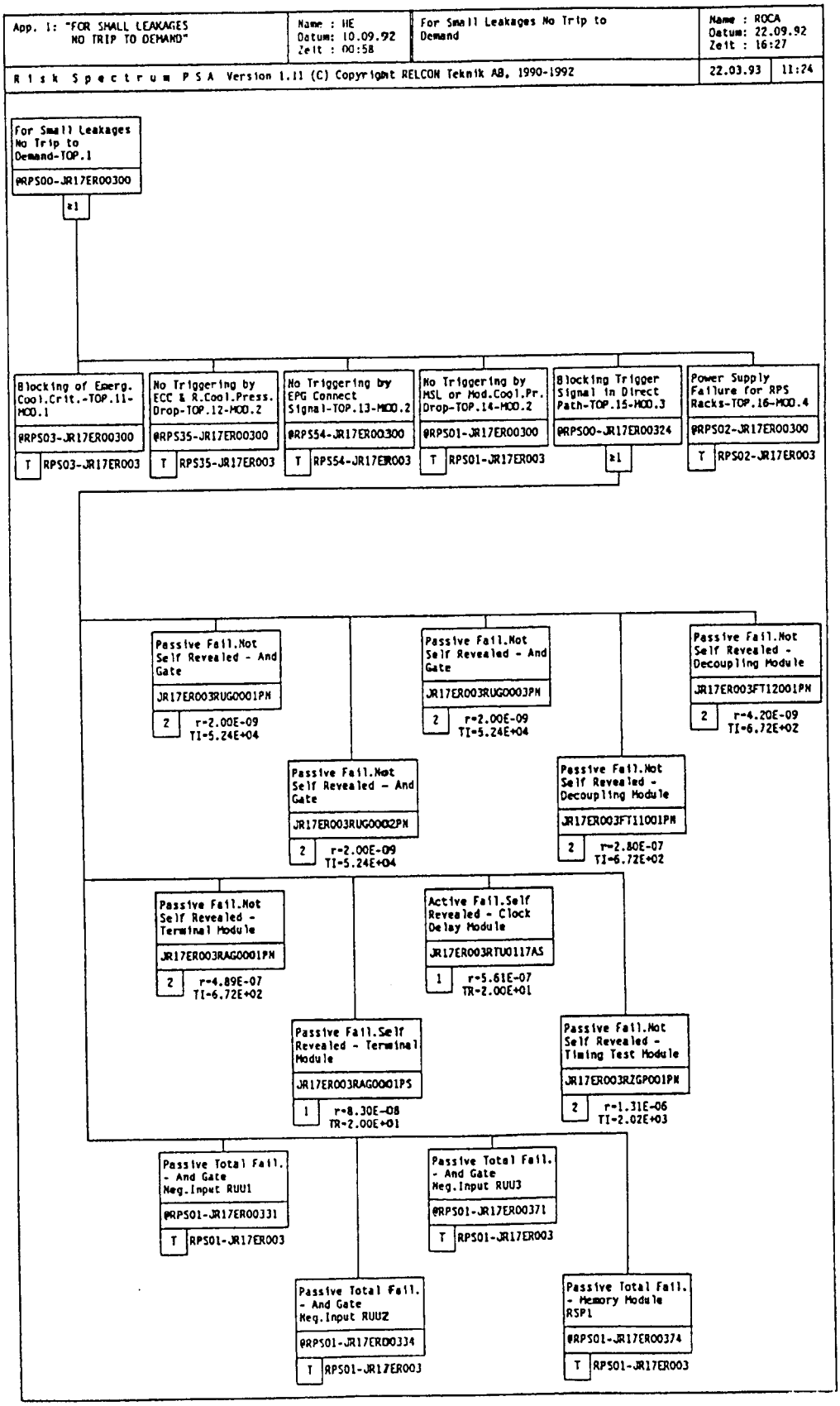

App. 1: "FOR SMALL LEAKAGES NO TRIP TO DEMAND"
Name : HE
Datum: 10.09.92
Zeit : 00:58
For Small Leakages No Trip to Demand
Name : ROCA
Datum: 22.09.92
Zeit : 16:27
Risk Spectrum PSA Version 1.11 (C) Copyright RELCON Teknik AB, 1990-1992
22.03.93
11:24
For Small Leakages No Trip to Demand-TOP.1
@RPS00-JR17ER00300
≥1
Blocking of Emerg. Cool.Crit.-TOP.11-MOD.1
@RPS03-JR17ER00300
T RPS03-JR17ER003
No Triggering by ECC & R.Cool.Press. Drop-TOP.12-MOD.2
@RPS35-JR17ER00300
T RPS35-JR17ER003
No Triggering by EPG Connect Signal-TOP.13-MOD.2
@RPS54-JR17ER00300
T RPS54-JR17ER003
No Triggering by MSL or Mod.Cool.Pr. Drop-TOP.14-MOD.2
@RPS01-JR17ER00300
T RPS01-JR17ER003
Blocking Trigger Signal in Direct Path-TOP.15-MOD.3
@RPS00-JR17ER00324
≥1
Power Supply Failure for RPS Racks-TOP.16-MOD.4
@RPS02-JR17ER00300
T RPS02-JR17ER003
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate
JR17ER003RUG0001PN
2 r=2.00E-09 TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate
JR17ER003RUG0003PN
2 r=2.00E-09 TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Decoupling Module
JR17ER003FT12001PN
2 r=4.20E-09 TI=6.72E+02
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate
JR17ER003RUG0002PN
2 r=2.00E-09 TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Decoupling Module
JR17ER003FT11001PN
2 r=2.80E-07 TI=6.72E+02
Passive Fail.Not Self Revealed - Terminal Module
JR17ER003RAG0001PN
2 r=4.89E-07 TI=6.72E+02
Active Fail.Self Revealed - Clock Delay Module
JR17ER003RTU0117AS
1 r=5.61E-07 TR=2.00E+01
Passive Fail.Self Revealed - Terminal Module
JR17ER003RAG0001PS
1 r=8.30E-08 TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Timing Test Module
JR17ER003RZGP001PN
2 r=1.31E-06 TI=2.02E+03
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU1
@RPS01-JR17ER00331
T RPS01-JR17ER003
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU3
@RPS01-JR17ER00371
T RPS01-JR17ER003
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU2
@RPS01-JR17ER00334
T RPS01-JR17ER003
Passive Total Fail. - Memory Module RSP1
@RPS01-JR17ER00374
T RPS01-JR17ER003

Fig. 20.

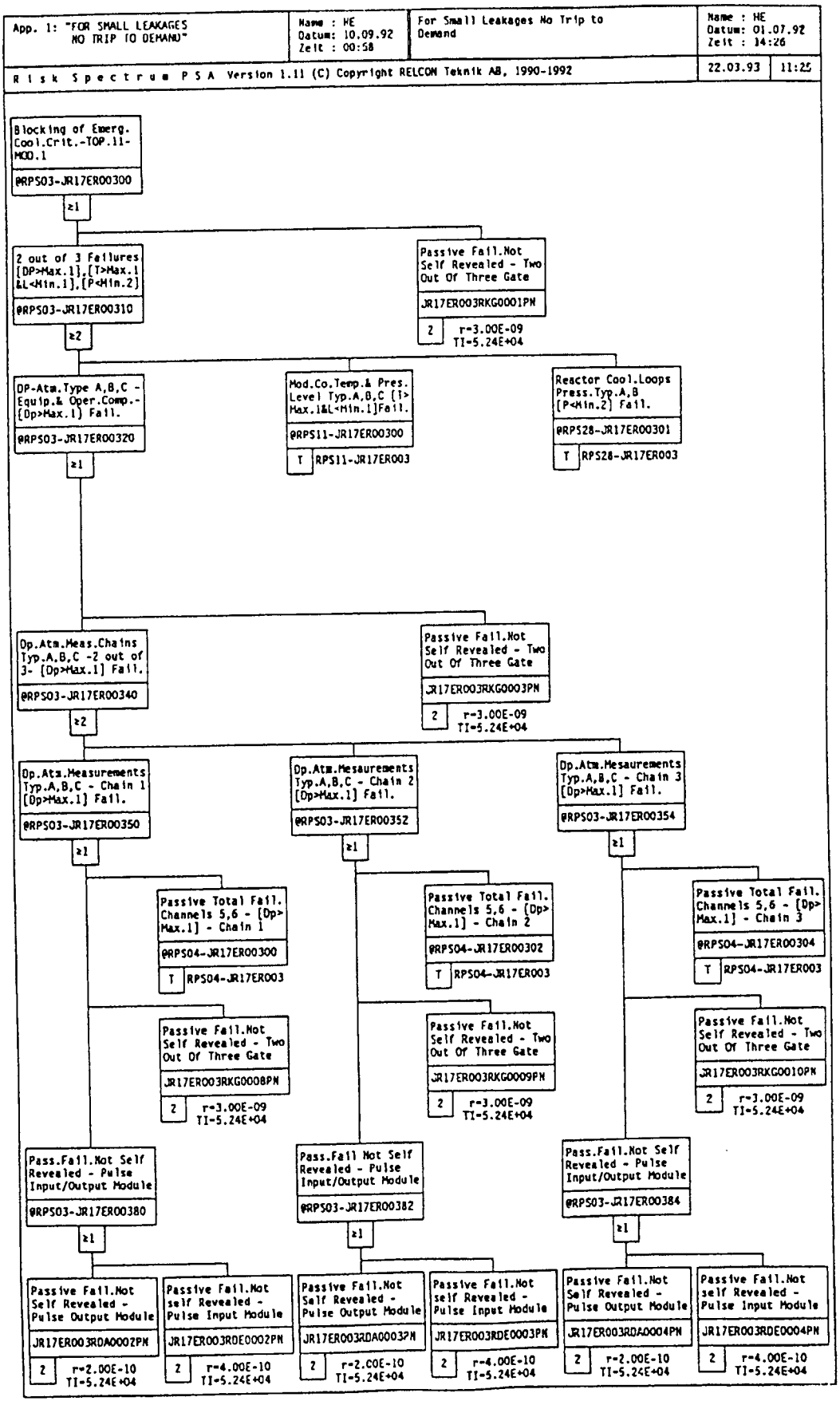

App. 1: "FOR SMALL LEAKAGES NO TRIP TO DEMAND"
Name : HE
Datum: 10.09.92
Zeit : 00:58
For Small Leakages No Trip to Demand
Name : HE
Datum: 01.07.92
Zeit : 14:26
Risk Spectrum PSA Version 1.11 (C) Copyright RELCON Teknik AB, 1990-1992
22.03.93
11:25
Blocking of Emerg. Cool.Crit.-TOP.11-MOD.1
@RPS03-JR17ER00300
≥1
2 out of 3 Failures [DP>Max.1],[T>Max.1 &L<Min.1],[P<Min.2]
@RPS03-JR17ER00310
≥2
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0001PN
2
r=3.00E-09
TI=5.24E+04
DP-Atm.Type A,B,C - Equip.& Oper.Comp.-[Dp>Max.1] Fail.
@RPS03-JR17ER00320
≥1
Mod.Co.Temp.& Pres. Level Typ.A,B,C [T>Max.1&L<Min.1]Fail.
@RPS11-JR17ER00300
T
RPS11-JR17ER003
Reactor Cool.Loops Press.Typ.A,B [P<Min.2] Fail.
@RPS28-JR17ER00301
T
RPS28-JR17ER003
Dp.Atm.Meas.Chains Typ.A,B,C -2 out of 3- [Dp>Max.1] Fail.
@RPS03-JR17ER00340
≥2
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0003PN
2
r=3.00E-09
TI=5.24E+04
Dp.Atm.Measurements Typ.A,B,C - Chain 1 [Dp>Max.1] Fail.
@RPS03-JR17ER00350
≥1
Dp.Atm.Mesaurements Typ.A,B,C - Chain 2 [Dp>Max.1] Fail.
@RPS03-JR17ER00352
≥1
Dp.Atm.Mesaurements Typ.A,B,C - Chain 3 [Dp>Max.1] Fail.
@RPS03-JR17ER00354
≥1
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Dp> Max.1] - Chain 1
@RPS04-JR17ER00300
T
RPS04-JR17ER003
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Dp> Max.1] - Chain 2
@RPS04-JR17ER00302
T
RPS04-JR17ER003
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Dp> Max.1] - Chain 3
@RPS04-JR17ER00304
T
RPS04-JR17ER003
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0008PN
2
r=3.00E-09
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0009PN
2
r=3.00E-09
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0010PN
2
r=3.00E-09
TI=5.24E+04
Pass.Fail.Not Self Revealed - Pulse Input/Output Module
@RPS03-JR17ER00380
≥1
Pass.Fail Not Self Revealed - Pulse Input/Output Module
@RPS03-JR17ER00382
≥1
Pass.Fail.Not Self Revealed - Pulse Input/Output Module
@RPS03-JR17ER00384
≥1
Passive Fail.Not Self Revealed - Pulse Output Module
JR17ER003RDA0002PN
2
r=2.00E-10
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not self Revealed - Pulse Input Module
JR17ER003RDE0002PN
2
r=4.00E-10
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Pulse Output Module
JR17ER003RDA0003PN
2
r=2.00E-10
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not self Revealed - Pulse Input Module
JR17ER003RDE0003PN
2
r=4.00E-10
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not Self Revealed - Pulse Output Module
JR17ER003RDA0004PN
2
r=2.00E-10
TI=5.24E+04
Passive Fail.Not self Revealed - Pulse Input Module
JR17ER003RDE0004PN
2
r=4.00E-10
TI=5.24E+04

Fig. 21.

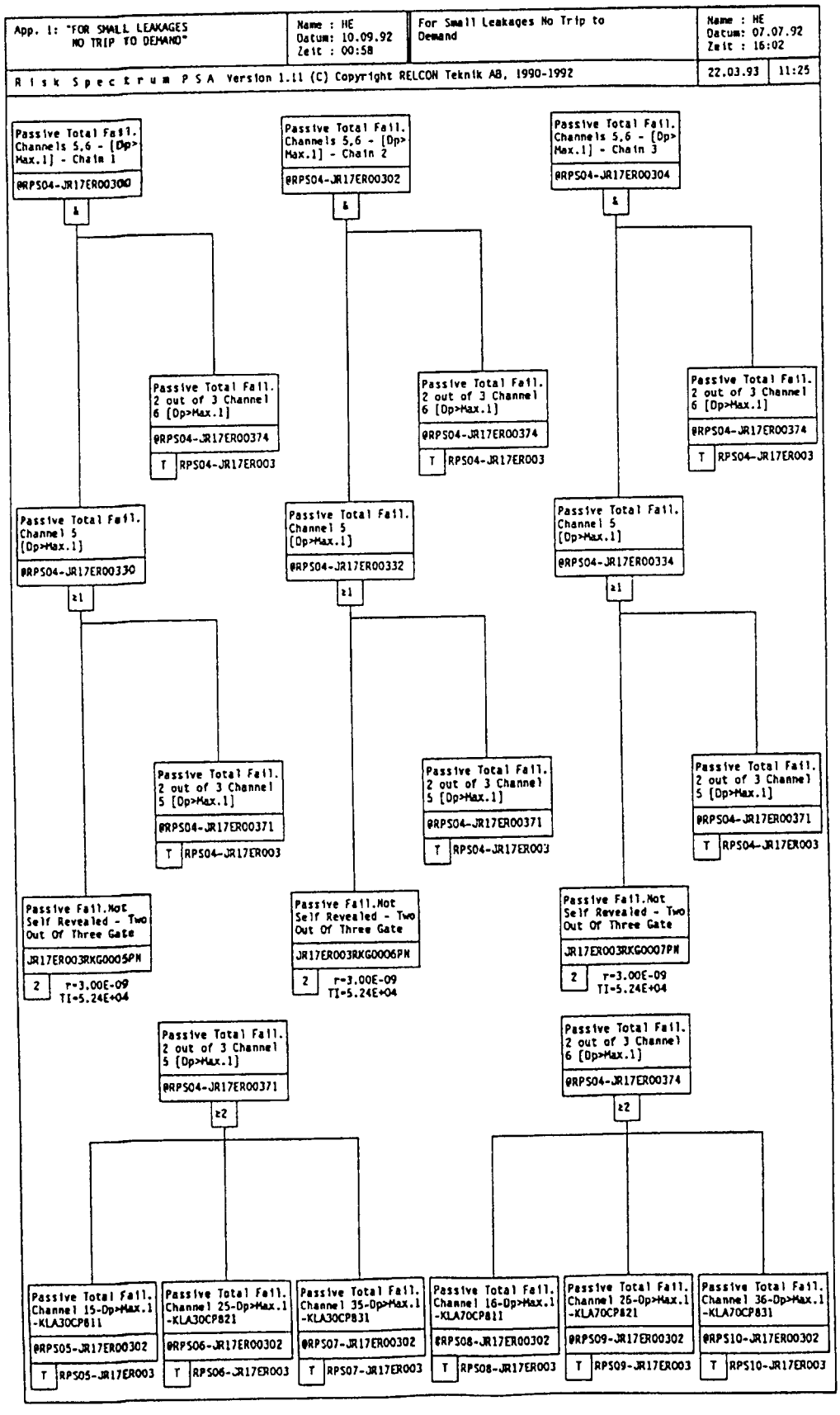

App. 1: "FOR SMALL LEAKAGES NO TRIP TO DEMAND"
Name : HE
Datum: 10.09.92
Zeit : 00:58
For Small Leakages No Trip to Demand
Name : HE
Datum: 07.07.92
Zeit : 16:02
Risk Spectrum PSA Version 1.11 (C) Copyright RELCON Teknik AB, 1990-1992
22.03.93
11:25
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Op> Max.1] - Chain 1
@RPS04-JR17ER00300
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Op> Max.1] - Chain 2
@RPS04-JR17ER00302
Passive Total Fail. Channels 5,6 - [Op> Max.1] - Chain 3
@RPS04-JR17ER00304
Passive Total Fail. 2 out of 3 Channel 6 [Op>Max.1]
@RPS04-JR17ER00374
T RPS04-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 5 [Op>Max.1]
@RPS04-JR17ER00330
@RPS04-JR17ER00332
@RPS04-JR17ER00334
Passive Total Fail. 2 out of 3 Channel 5 [Op>Max.1]
@RPS04-JR17ER00371
Passive Fail.Not Self Revealed - Two Out Of Three Gate
JR17ER003RKG0005PN
JR17ER003RKG0006PN
JR17ER003RKG0007PN
2 r=3.00E-09 TI=5.24E+04
Passive Total Fail. Channel 15-Op>Max.1 -KLA30CP811
@RPS05-JR17ER00302
T RPS05-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 25-Op>Max.1 -KLA30CP821
@RPS06-JR17ER00302
T RPS06-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 35-Op>Max.1 -KLA30CP831
@RPS07-JR17ER00302
T RPS07-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 16-Op>Max.1 -KLA70CP811
@RPS08-JR17ER00302
T RPS08-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 26-Op>Max.1 -KLA70CP821
@RPS09-JR17ER00302
T RPS09-JR17ER003
Passive Total Fail. Channel 36-Op>Max.1 -KLA70CP831
@RPS10-JR17ER00302
T RPS10-JR17ER003

Fig. 22.

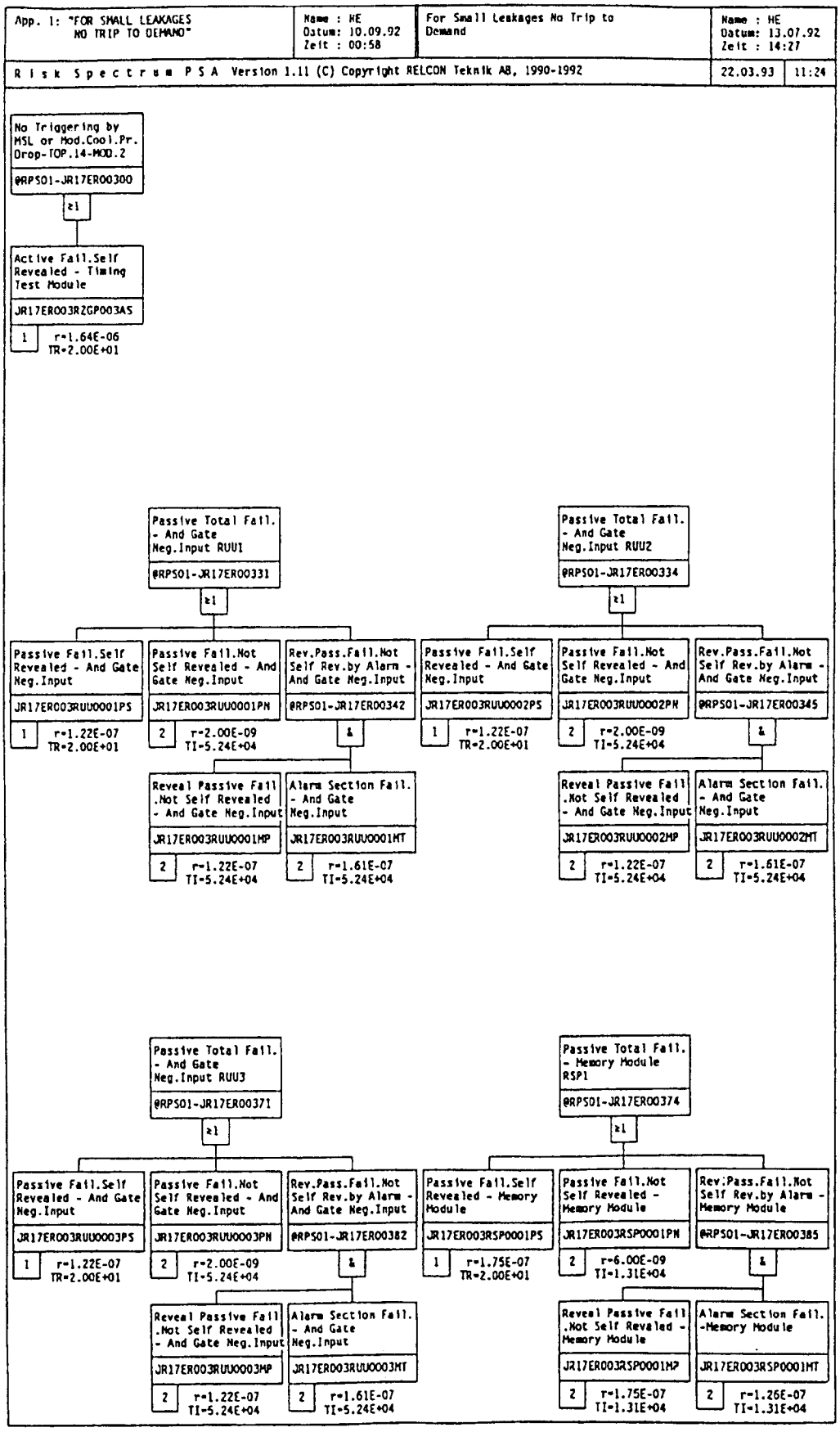

App. 1: "FOR SMALL LEAKAGES NO TRIP TO DEMAND"
Name : HE
Datum: 10.09.92
Zeit : 00:58
For Small Leakages No Trip to Demand
Name : HE
Datum: 13.07.92
Zeit : 14:27
Risk Spectrum PSA Version 1.11 (C) Copyright RELCON Teknik AB, 1990-1992
22.03.93
11:24
No Triggering by MSL or Mod.Cool.Pr. Drop-TOP.14-MOD.2
@RPS01-JR17ER00300
≥1
Active Fail.Self Revealed - Timing Test Module
JR17ER003R2GP003AS
1
r=1.64E-06
TR=2.00E+01
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU1
@RPS01-JR17ER00331
≥1
Passive Fail.Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0001PS
1
r=1.22E-07
TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0001PN
2
r=2.00E-09
TI=5.24E+04
Rev.Pass.Fail.Not Self Rev.by Alarm - And Gate Neg.Input
@RPS01-JR17ER00342
&
Reveal Passive Fail .Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0001MP
2
r=1.22E-07
TI=5.24E+04
Alarm Section Fail. - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0001MT
2
r=1.61E-07
TI=5.24E+04
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU2
@RPS01-JR17ER00334
≥1
Passive Fail.Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0002PS
1
r=1.22E-07
TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0002PN
2
r=2.00E-09
TI=5.24E+04
Rev.Pass.Fail.Not Self Rev.by Alarm - And Gate Neg.Input
@RPS01-JR17ER00345
&
Reveal Passive Fail .Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0002MP
2
r=1.22E-07
TI=5.24E+04
Alarm Section Fail. - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0002MT
2
r=1.61E-07
TI=5.24E+04
Passive Total Fail. - And Gate Neg.Input RUU3
@RPS01-JR17ER00371
≥1
Passive Fail.Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0003PS
1
r=1.22E-07
TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0003PN
2
r=2.00E-09
TI=5.24E+04
Rev.Pass.Fail.Not Self Rev.by Alarm - And Gate Neg.Input
@RPS01-JR17ER00382
&
Reveal Passive Fail .Not Self Revealed - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0003MP
2
r=1.22E-07
TI=5.24E+04
Alarm Section Fail. - And Gate Neg.Input
JR17ER003RUU0003MT
2
r=1.61E-07
TI=5.24E+04
Passive Total Fail. - Memory Module RSP1
@RPS01-JR17ER00374
≥1
Passive Fail.Self Revealed - Memory Module
JR17ER003RSP0001PS
1
r=1.75E-07
TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Memory Module
JR17ER003RSP0001PN
2
r=6.00E-09
TI=1.31E+04
Rev.Pass.Fail.Not Self Rev.by Alarm - Memory Module
@RPS01-JR17ER00385
&
Reveal Passive Fail .Not Self Revealed - Memory Module
JR17ER003RSP0001MP
2
r=1.75E-07
TI=1.31E+04
Alarm Section Fail. -Memory Module
JR17ER003RSP0001MT
2
r=1.26E-07
TI=1.31E+04

Fig. 23.

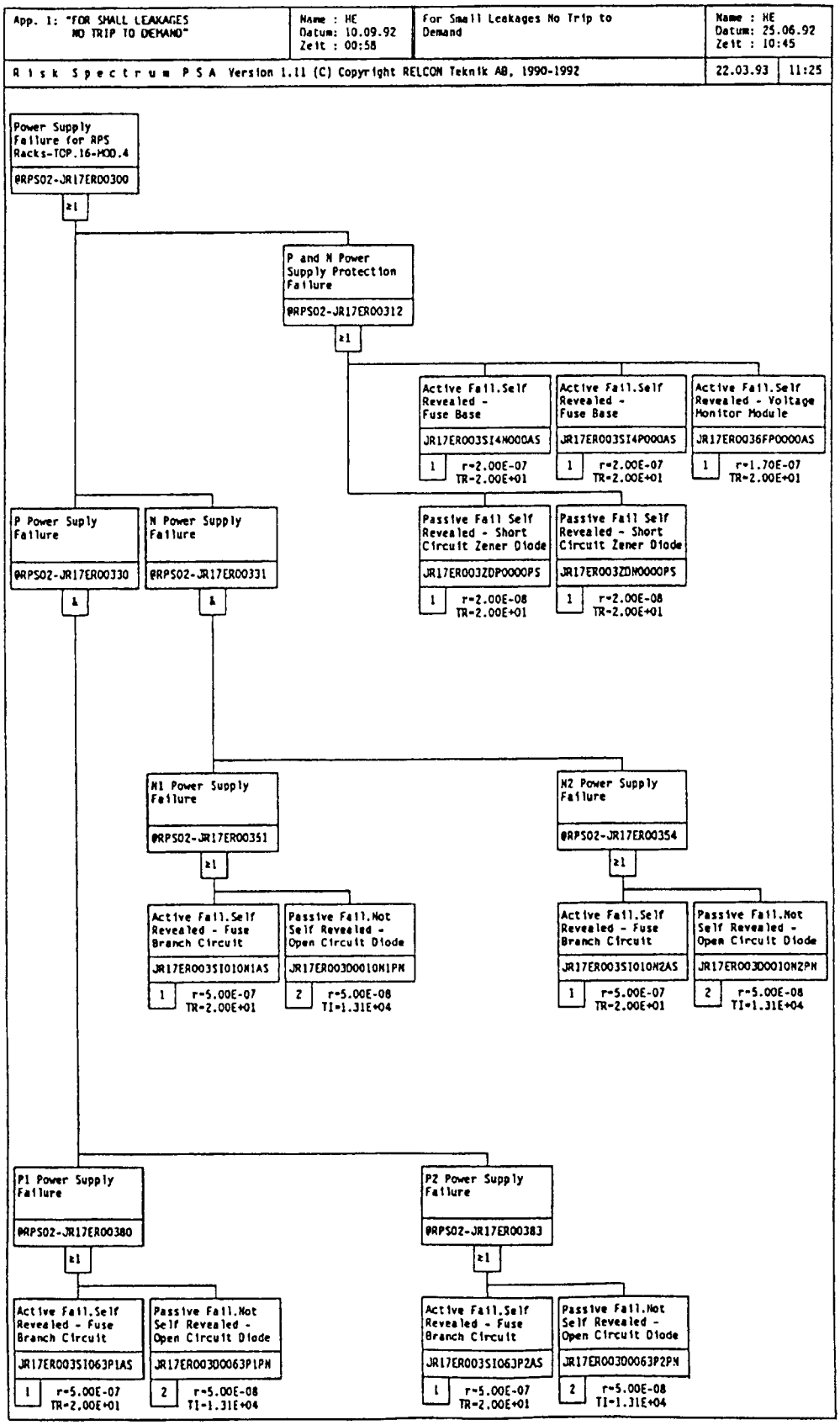

App. 1: "FOR SMALL LEAKAGES NO TRIP TO DEMAND"
Name : HE
Datum: 10.09.92
Zeit : 00:58
For Small Leakages No Trip to Demand
Name : HE
Datum: 25.06.92
Zeit : 10:45
Risk Spectrum PSA Version 1.11 (C) Copyright RELCON Teknik AB, 1990-1992
22.03.93
11:25
Power Supply Failure for RPS Racks-TOP.16-MOD.4
@RPSO2-JR17ER00300
≥1
P and N Power Supply Protection Failure
@RPSO2-JR17ER00312
≥1
Active Fail.Self Revealed - Fuse Base
JR17ER003SI4N000AS
1 r=2.00E-07 TR=2.00E+01
Active Fail.Self Revealed - Fuse Base
JR17ER003SI4P000AS
1 r=2.00E-07 TR=2.00E+01
Active Fail.Self Revealed - Voltage Monitor Module
JR17ER0036FP0000AS
1 r=1.70E-07 TR=2.00E+01
P Power Suply Failure
@RPSO2-JR17ER00330
&
N Power Supply Failure
@RPSO2-JR17ER00331
&
Passive Fail Self Revealed - Short Circuit Zener Diode
JR17ER003ZDP0000PS
1 r=2.00E-08 TR=2.00E+01
Passive Fail Self Revealed - Short Circuit Zener Diode
JR17ER003ZDN0000PS
1 r=2.00E-08 TR=2.00E+01
N1 Power Supply Failure
@RPSO2-JR17ER00351
≥1
N2 Power Supply Failure
@RPSO2-JR17ER00354
≥1
Active Fail.Self Revealed - Fuse Branch Circuit
JR17ER003SI010N1AS
1 r=5.00E-07 TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Open Circuit Diode
JR17ER003D0010N1PN
2 r=5.00E-08 TI=1.31E+04
Active Fail.Self Revealed - Fuse Branch Circuit
JR17ER003SI010N2AS
1 r=5.00E-07 TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Open Circuit Diode
JR17ER003D0010N2PN
2 r=5.00E-08 TI=1.31E+04
P1 Power Supply Failure
@RPSO2-JR17ER00380
≥1
P2 Power Supply Failure
@RPSO2-JR17ER00383
≥1
Active Fail.Self Revealed - Fuse Branch Circuit
JR17ER003SI063P1AS
1 r=5.00E-07 TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Open Circuit Diode
JR17ER003D0063P1PN
2 r=5.00E-08 TI=1.31E+04
Active Fail.Self Revealed - Fuse Branch Circuit
JR17ER003SI063P2AS
1 r=5.00E-07 TR=2.00E+01
Passive Fail.Not Self Revealed - Open Circuit Diode
JR17ER003D0063P2PN
2 r=5.00E-08 TI=1.31E+04

Fig. 24.

TOP.1 is the amount of TOP.1k average unavailabilities. Thus:

Unavailability TOP.1 = 2.18 E - 3/Dem.

For the present analysis the lognormal distribution for components life time is considered with an error factor about 3 (about 1000 Monte Carlo trials). From computer Risk Spectrum analysis for TOP.1 event results:

Mean unavailability:	2.16 E – 3/Dem.
Median unavailability:	2.12 E – 3/Dem.
5% Confidence unavailability:	1.92 E – 3/Dem.
95% Confidence unavailability:	2.55 E – 3/Dem.

Dominant components in the present analysis result in the following:

Component	Percent contribution	Failure mode
RZGP001	61.96%	PN
RAG0001	8.00%	PN
FT11001	4.58%	PN
RKG0001	3.61%	PN
RUG0002	2.41%	PN
RUG0003	2.41%	PN
RUU0001	2.41%	PN
RUU0002	2.41%	PN
RUU0003	2.41%	PN
RSP0001	1.81%	PN
RZGP003	1.51%	AS.

The total contribution of timing element RZGP1 and terminal element RAG1 in the direct logic path to block signal up is about 70%, while about 8% is the contribution of the decoupling element FT11 which belongs also to the direct path for signal and RKG1 which constitutes the 2 out of 2 ECC voting. About 14% is distributed over RUG's and RUU's from the direct logic path. Alarm section failures in RUU amount about to 2%. The above contributions are for a passive failure point of view. Active failure for RZGP3 conduces also to block the signal up in about 1.5%. Finally, about 0.5% is the contribution in active mode from the RTU delay element which belongs to the clock System. Figure 16 shows this total percentage contribution.

8 SPURIOUS FREQUENCY ANALYSIS

The following approaches are taken to perform the spurious frequency analysis for the event 'JRE17ER003 Faulty by no Trip':

1. Since an input active frequency failure sum results in the same order as for Or gate ones, input active frequency failures are provided.
2. Since input active frequency failure products results are larger than And gates ones, input active frequency failures are neglected.
3. Since for And one negated input gates, the negated input by 'Small Leakages' is always untriggered, only active frequency failures at direct input are provided.
4. Active frequency failure for channels in 2 out of 3 arranged is neglected since they produce results larger than the 2 out of 3 gate ones.
5. Since active frequency failures through clock system components RTG (clock), RTP (clock synchronizer) and RTV (clock buffer) conduce to a spurious result, they are included in the analysis.
6. Since clock system components and decoupling elements (FT11 and FT12) are common to several RPS signals, they are directly included in the final value of spurious frequency.

With the above assumptions 'Faulty by no trip' frequency for reference signal JRE17ER003 results:

$$f = 2E - 5/Hs.$$

9 ASSESSMENT OF THE REMAINING SIGNALS

97 signals for Redundancy E are taken as a basis for unavailability estimation. Only blocking actions are considered. The following approaches are taken to perform the analysis for the remaining signals:

1. Because only blocking actions are considered, active failures for components are neglected. Thus unavailabilities are always produced by passive failures running.
2. Unavailability for channels in 2 out of 3 arranged is neglected, since they produce results larger than the 2 out of 3 gate module ones.
3. Since input passive failures unavailability product results are larger than the Or gate ones, unavailability by input passive failures is neglected.
4. Since input passive failures unavailability sum results are in the same order as the one And gate ones, unavailability by input passive failures is provided.
5. Since for And one negated input gate, active failure unavailability at the negated input results are smaller than passive failure unavailability at direct input, unavailability by the first is neglected.

The above approaches are valid under trip signals constrains. In such a case, the validation of those assumptions allows us to consider a reduced set of gates and module logic transfer to perform every signal unavailability analysis. For every signal, a module logic transfer analysis is performed such trip signals define which module logic transferring is under

consideration. With those approaches only the following components are taking into account:

RKG: Gate 2 out of 3.
RUG: Gate And.
RUU: Gate And one negated input.
RDA: Output element to pulse transfer.
RDE: Input element to pulse transfer.
RSP: Memory element.
RZG: Timing element.
RZGP: Timing element with Test Attachment.
RAG: Terminal element.

Unavailabilities for the 97 RPS signals redundancy E are shown in Fig. 17. From here maximum and minimum unavailabilities results:

Umax = 4.02 E − 3/Dem. for signal JRE92ER002 'Connect signal for Emergency Power Generation'.
Umin = 3.03 E − 4/Dem. for signal JRE01ER001. 'Range Selection MCR − ECR'.

Statistic Sturges analysis over Redundancy E shows a set of five quite different groups of signals, named:

1. Signals with unavailabilities between 3.03 E − 4 and 1.21 E − 4 per demand. They are 53% from the 97 RPS, Redundancy E signals. Terminal element RAG is the main contributor.
2. Signals with unavailabilities between 1.21 E − 3 and 2.21 E − 3 per demand. They are 19% from the 97 RPS, Redundancy E signals. The mayor unavailability contribution belong to the Timing element with test attachment RZGP.
3. Signals with unavailabilities between 3.03 E − 3 and 6.66 E − 3 per demand. They are 28% from the 97 RPS, Redundancy E signals. RZG and RZGP Timing elements or a long test time for the terminating element RAG constitute the mayor unavailability contributor.

The histogram of Fig. 18 shows the unavailability distribution for RPS signals belonged to redundancy E. Components dominants for redundancy E are the following:

Components	Quantity	Unavailability
RZGP	51	1.32 E − 3
RZG	10	3.70 E − 4
RAG	109	1.66 E − 4
RKG	61	7.86 E − 5
RUU	45	6.83 E − 5
RUG	91	5.24 E − 5
RSP	93	4.39 E − 5
RDE	4	1.05 E − 5
RDA	4	5.24 E − 6

Figure 19 shows the contribution of components for RPS signals of redundancy E.

10 CONCLUSIONS

Results are vaild from the RPS triggering signals to the 2 out of 3 functional diversity. The failure scenario is composed with the RPS components failure behavior and the cause-effect analysis over the RPS signals is modeled in the fault tree for the corresponding failure for RPS signals result on average less than 2.E-3/Dem. Exemptions are diesel connect signals and signal with large test times with unavailabilities of 6.7 E − 3/Dem. RPS signal unavailability values result too conservative since in both of above cases the number of common components attains is large. Spurious frequency, that is faulty by no trip for RPS signals result on average 1.8 E − 5/Hs.

ACKNOWLEDGEMENT

I gratefully acknowledge the helpful comments and suggestions of Dr Fabian and Dr Ritzman to improve the work-report KWU E42/93/E 017.[25] The present paper is a partial description of this work-report which was supported by SIEMENS-KWU AG, Germany.

REFERENCES

1. Bachmann, G. & Sych, W., Aufgaben und Konzept des Reaktorshutzsystems. *Atomwirtshaft-Atomtechnik*, 32 (1987) 134–138.
2. Roca, J. L., Cause-effect failure analysis for nuclear power reactor protection system EDM modules. *Microelectronics & Reliab.*, 35 (1995) 241–249.
3. TÜV-Rheinland, Ausfallratenanalyse nach KTA 3501: Iskamatic B: Vorragsteuerung AV31. 945/*K*199/84. TÜV, Germany, 1985.
4. SIEMENS-KWU, Verfahrestechnische Aufgabenstellung an die Reaktorschutzmeβstellen und die Grenzwerteinstellungen. *KWU/E*434/91/2004*a* Siemens, Germany, 1991.
5. SIEMENS-KWU, Wiederkehrende Prüfungen und Sicherheitstechnisch wichtigen System und Komponentes ZXX001-CR-0094-010000. *Prüfhandbuch, Prüfliste, Kapitel* 1, Siemens, Germany, 1986.
6. SIEMENS-KWU, Zuverlässigkeitanalyse für das Reaktorschutzsystem-Auswerung der Felerbäume zum Sumpfsignal JR39. *Arb. Ber. ST*231*E*/87/9-*R*945/87/2, Siemans, Germany, 1987.
7. SIEMENS-KWU, Zuverlässigkeit für das Reaktorschutzsystem. *Arb. Ber. ST*231*E*/87/10, Siemens, Germany, 1987.
8. SIEMENS-KWU, Zuverlässigkeitbetrachtungen für das Reaktorschutzsystem-Abschätzung der Nichtverfürbarkeit pro Anforderung für die Reaktoschutzauslösesignale. *Arb. Ber. ST*231*E*/87/11, Siemens, Germany, 1987.
9. DIN 25424, Teil 1, *Fehlerbaumeanalyse, Methode und Bildzeichen*, DIN, Germany, 1981.

10. US Energy Research and Development Administration, Reactor safety study—an assessment of accident risks in US commercial nuclear power plants. *WASH-1400 (NUREG-75/014)*, National Technical Information Service, Springfield, Virginia, USA, 1975.
11. Henley, E. J. & Kumamoto H., *Probability Risk Assessment* IEEE Press, NY, USA, 1992, pp. 418-436.
12. TÜV-Rheinland, Gutachterliche Stellungnahme Ergebnisse des Ausfalleratenbestimmung des EDM - System. *945/K339/84 Rev. A*; TÜV, Germany, 1984.
13. TÜV-Rheinland, Ausfallefekt und Ausfallenratenanalyse der Baugruppe Speicherglied RSP11 des EDM - System. *945/K317029/86*; TÜV, Germany, 1986.
14. TÜV-Rheinland, Ausfallefekt und Ausfallenratenanalyse der Phasenvergleichsbaugruppe RTP1 des EDM - System. *945/K31802/86*; TÜV, Germany, 1986.
15. GRS, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 3: Zuverläsigkeitskenngrößen und Betrieserfahrungen. Anhang A3; Verlag TÜV-Rheinland, GRS, Germany, 1977.
16. SIEMENS-Norm SN 29500, Siemens standard, Siemens AG, Germany, 1981.
17. SIEMENS, *Absicherungsbaugruppe 6FP1706-0B*, MP 32/1982, Germany.
18. Schrüfer, E. & Lebelt, G., Ausfalleffektanalyse des I/U-Wandlers M74003-A9143 aus dem Regelsystem Teleperm C8000. Lehrstuhl und Laboratorium für elektrische Meßtechnik, TU München, Germany, 1983.
19. Schrüfer, E. & Lebelt, G., Ausfalleffektanalyse der MU-Versorgung M74002-A8750-T12*-97 aus dem Regelsystem Teleperm C8000. Lehrstuhl und Laboratorium für elektrische Meßtechnik, TU München, Germany, 1983.
20. Thomsen, H., Ausfalleffektanalyse der Trenn und Vorrangbaugruppen AV11, AV12, AV21, FT11 und FT12. *SIEMENS/KWU/V7/QS/211/1979*; Siemens, Germany, 1979.
21. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Entwurf zum Aschnitt-Abhängige Ausäflle-im AK PSA-Leitfaden. *Brief vom 9/6/1992 GRS den BMU*, Bonn, Germany, 1992.
22. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Reaktorschutzsystem und Überwaschung der Sicherheitseinrichtung (Reactor protection system and monitoring of engineered safeguards). *KTA* 3501, GRS, Germany, 1977.
23. Roca, J. L., Cause-effect failure analysis for measure channels with computer process units. *Microelectronics & Reliab.*, **34** (1994) 1811–1819.
24. Risk Spectrum Professional Risk and Reliability Software PSA, *Felerbaumanalyse-programm*, 1990/91, Relcon Teknik AB., Sweden, 1990.
25. SIEMENS-KWU, Probabilistic risk analysis of the reactor protection system CNAH. *Work-report KWU E42/93/E017*, Siemens, Germany, 1993.

Dynamical Diffusion Model to Simulate the Oxide Crystallization and Grain Growth During Oxidation of Zirconium at 573 and 623K

García, E.A.

Publicado como PI-9/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

DYNAMICAL DIFFUSION MODEL TO SIMULASE THE OXIDE CRYSTALLIZATION AND GRAIN GROWTH DURING OXIDATION OF ZIRCONIUM AT 573 AND 623K[1]

Eduardo A. García, Modelística[2]

Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. del Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

Se presenta un modelo de difusión dinámica capaz de describir el comportamiento parabólico y cúbico de las cinéticas de oxidación previas a la trancisión, de zirconio policristalino en oxígeno seco durante tratamientos de oxidación isotérmicos a temperaturas de 573 y 623K. El modelo considera que el proceso de cristalización y crecimiento de grano durante la oxidación modifica el coeficiente de difusión de oxígeno, disminuyendo el número de cortocircuitos en el óxido. El cambio del coeficiente de difusión de oxígeno está relacionado con el "tiempo a temperatura" que permanece cada capa de óxido formada en la interfase óxido/metal.

ABSTRACT

A dynamical diffusion model is presented that is able to describe the parabolic and cubic behavior of the pre-transition oxidation kinetics of policrystalline zirconium in dry oxygen during isothermal oxidation treatments at the temperatures of 573 and 623K. The model considers that the processes of crystallization and grain growth during oxidation modify the oxygen diffusion coefficient, by decreasing the number of short circuit paths in the oxide. The change of the oxygen diffusion coefficient is related with the "time at temperature" of each oxide layer formed at the oxide/metal interphase boundary.

1 Este trabajo fue realizado en el Departamento Combustibles Nucleares de CNEA.

2 Este trabajo ha sido publicado en el Journal of Nuclear Materials 224 (1995) 299-304.

1. Introduction

We have recently presented [1] a diffusion model to explain the possible relation between the dynamical change in the oxide microstructure with the rate of oxide growth during isothermal oxidation of policrystalline Zr in dry oxygen at 573 and 623K. The calculated results were compared with the experimental ones obtained by Ploc[2,3] for long oxidation terms like two years. In [1] we described the microstructure modification by a function D(x') related to a coordinate system fixed to the oxide/metal interphase (O/M). Since D(x') is not a function of time, t, that diffusion model is named "static model" (SM). The SM gives a good description of the kinetic rate of the oxidation process, but is not able to propose a physical reason for the processes of crystallization and grain growth of the oxide during oxidation. In Fig. 1a we represent a non linear kinetic behavior, that can be parabolic, cubic or a parabolic followed by a cubic rate. In the SM an oxide volume element ΔV formed at the O/M interphase boundary at the instant t_a needs a time $\Delta t=t_b-t_a$ to be at a distance Δx_1 from that interphase. Later on, a volume element ΔV of oxide formed at the instant t_c needs a longer time $t_e-t_c>\Delta t$ to be at the same distance from the O/M interphase. Then, in the SM a volume element ΔV of oxide formed at different times during oxidation, needs different times to produce the same change in the microstructure and then in the diffusion coefficient. That fundamental hypothesis of the SM seems to be in contradiction with the knowledge we have about germination and grain growth in a solid at a given temperature. It is more reasonable to propose that germs of crystals formed at the same temperature at different times during the kinetics have a similar development (grain growth) after the same Δt. To introduce this idea in the model, we consider the constant temperature of the experiment and the time elapsed from the formation of the oxide grain as the best parameters to describe the oxide grain growth.

The SM, as it was formulated, is more adequate to describe mechanisms that modify the grain growth related with its distance to the O/M interphase, in particular the stress between the oxide layer and the metal due to oxide expansion. The resulting stress depends on the thickness of oxide layer and varies through the oxide as a function of the distance between the Gas /Oxide (G/O) interphase and the O/M interphase.

In order to introduce the new concepts, in the present model, named "dynamical model" (DM), we replace hypotheses 3 and 5 from the previous paper [1] by the new dynamical ones. Thus, we are considering that D is only a function of the time during which an oxide layer, formed at different times at the O/M inteface, is kept at temperature.

It is very important to emphasize that the same oxidation kinetics, in the present case a cubic one, can be described by different physical models. We will give two examples here. The first example was given by Sabol and Dalgaard [4] when they considered that the oxygen migrates along grain boundaries. They assumed that grains grow with a linear law, from small grains, at the G/O interphase up to big grains, at the O/M interphase. That model gives a cubic law, but we know now, that recent results about grain size [2] through the oxide layer, is in contradiction with that hypothesis. A second example is: we consider an oxide phase growing over a metal (Zr) surface and we propose that the oxygen diffusion in the oxide can decrease with time from a certain value, D_0, for small t ($t\leq t_0$) to $D_{oxide}(t)=at^{-1/3}$ for higher values of t ($t>t_0$), we also assume $D_{metal}\approx 0$. Then, the oxide layer thickness grows with a cubic law. This description also

gives a grain size distribution which is in contradiction with the experimental observations. These two examples plus the SM and the present DM show that the oxidation kinetics is a necessary but not sufficient condition to describe the reality. The present model is a new approach that incorporates well-known physical ideas of the mechanism of oxide grain growth and intends to give a good description of the grain size through the oxide layer according to experimental results and the oxidation kinetics.

2. The dynamical diffusion model

In this model the main hypotheses of [1] remain unchanged: the O_2 decomposes at the gas/oxide interphase and then the O^{2-} ions diffuse through the oxide, preferentially along short circuit paths like grain boundaries, pores and cracks; the bulk diffusion is neglected. The oxidation progresses because the oxygen arriving at the O/M interphase, oxidizing the metal, produces the oxide growth. Following [2], the oxide adjacent to the O/M interphase is considered to be either amorphous or small-sized crystallite material (amorphous) and to crystallize, grow and reorientate during the oxidation time until it reaches an equilibrium grain size. During this crystallization and growth processes the number of grain boundaries is reduced and certain crystallite orientations disappear to form columnar grains that grow in size.

The main hypotheses of the DM are:

1) the oxygen enters from the gas and diffuses through short circuit paths in the oxide up to the O/M interphase, oxidizing the metal,
2) the produced oxide is amorphous, and the oxygen diffusion coefficient in the amorphous oxide is the highest one,
3) the amorphous oxide, after a certain "time at temperature" begins to crystallize,
4) the oxide is formed at the O/M interphase and during oxidation its distance from that interphase increases.
5) as crystallization and grain growth progress the number of short circuit paths in the oxide, which depend only on the "time at temperature" of each oxide layer, is reduced producing a decrease of the effective oxygen diffusion coefficient in the oxide.

The diffusion equation to be solved is the same as in [1]

$$\frac{\partial}{\partial x}\left(D_1(x,t)\frac{\partial C}{\partial x}\right) = \frac{\partial C}{\partial t} \qquad (1)$$

where $D_1(x,t)$ is a variable oxygen diffusion coefficient in the oxide phase. Diffusion in the α phase is neglected as in [1].

The Stefan condition for the moving interphase boundary ξ is:

$$-D_1(\xi,t)\left(\frac{\partial C_I}{\partial x}\right)_{\xi}=C_2\frac{d\xi}{dt} \qquad (2)$$

To solve the system of equations **(1)** and **(2)** we have used the JK Code described in [1], that is able to solve a general one dimensional moving boundary problem.

In Fig. 1a the difference between the SM and the DM is shown. To do that comparison a similar ΔV formed at different times, t_a and t_c was considered. In the SM a similar change in the diffusion coefficient is assumed to take place after the same Δx_1 (hypotheses 3 and 5 of the previous paper [1]). Different time intervals are required for the growth of the same Δx_1 started at different times. We have assumed in the SM that a similar change in the diffusion coefficient correspondes to the same oxide layer growth size. On the contrary in the DM the same modification in the grain size is assumed to occur after the same Δt, i.e. at t_b and t_d for equal volumes ΔV of oxide formed respectively at t_a and t_c. The DM gives a correct result: the oxide layers formed during the same Δt started at different times t_a and t_c experience the same change in the diffusion coefficient but very differently in thickness ($\Delta x_2 < \Delta x_1$ in Fig. 1a). Of course these considerations are not necessary if the kinetics is linear since equal Δt would correspond to equal Δx.

The DM considers an effective diffusion coefficient of oxygen in the oxide, D(t'), where t' is the "time at temperature". Each ΔV of oxide is formed at the O/M interphase at t'=0 and during the oxidation process the diffusion coefficient of each ΔV changes according to t'. Then t' can be considered as the life time of each layer in the oxide. We indicate with t_1 the time at which the oxidation process is analyzed, then $0 \le t' \le t_1$.

The values of D(t') in the oxide are introduced as a trial function in the model in order to obtain a good fit with the experimental kinetic results. A function D(t') that can give a perfect cubic law is still a mathematical open problem, In the present paper we will calculate a continuous function formed by straight lines and parabolae to approximate the experimental points as good as possible, by proof and error method. The law of movement of the O/M interphase, $\xi=\xi(t)$, is also obtained as a calculation result, after solving equations (1) and (2); x is an intermediate position in the oxide measured from the G/O interphase. $D_1(x,t_1)$ is then calculated, starting from the proposed function D(t'). The main parameter of the model is the oxygen diffusion coefficient in the oxide $D_1(x,t_1)$ (Fig. 1c), obtained from the function $D(t_1)$ (Fig. 1b) and the solution $\xi(t_1)$ (Fig. 1a).

The calculation of $D_1(x,t_1)$ in one generic point (x_c,t_c), is performed in the following way: an oxide layer of thickness x_c formed after time t_c in an oxidation process of duration t_1 (Fig. 1a). Starting from the given trial function $D(t')=D(t_1-t_c)$, $D_1(x_c,t_1-t_c)$, Fig.1b, the diffusion coefficient is obtained at time t_c (Fig. 1c). In the same way for all the x points in the range $0 \le x \le \xi(t_1)$ (Fig. 1a), we obtain $D_1(x,t_1)$ vs. x at the time t_1. The function $D_1(x,t_1)$ is used by the code to calculate the solution of the problem $(\xi(t_2),C(x,t_2))$ in $t_1+\Delta t=t_2$. After that it is necessary to calculate a new $D_1(x,t_2)$ to perform

another loop in the code.

A numerical difficulty appeared for long times due to the definition of the diffusion coefficient. Which approached a step function, in $x=\xi(t_1)$ when $t_1 \rightarrow \infty$. In order to avoid this difficulty, we extrapolated the last point, $D_1(\xi,t_1)$, passing a straight line through the two previous points $D_1(x_{n-2},t_1)$ and $D_1(x_{n-1},t_1)$.

Results

The oxygen concentrations used at the interphase boundaries were the same as in [1]:

$$C_{G/O}=1511 \text{ mg/cm}^3,\ C_{O/M}=1417.1 \text{ mg/cm}^3$$

with no oxygen initially dissolved in Zr, for both temperatures 573 and 623K.

In Fig. 2, the experimental [3,5] and calculated results at the two considered temperatures, 573K and 623K, are presented together. Fig. 3 shows the scheme of D(t') used to obtain the results displayed in Fig. 2. We found that the appropriate D(t') was obtained by connecting a parabolic function with two straight lines. In this way the kinetics was correctly described. The parameters of the parabolae and the straights lines used are shown in Table 1. The functions that describe the oxygen diffusion coefficient at each temperature take the constant value D_{st} corresponding to the **st**able oxide in the region $t' \geq t'_{st}$, as shown in the plot of D(t'). In the range $t' \leq t'_{am}$, i.e. the region where the oxide is **am**orphous, the diffusion coefficient is also constant and equal to D_{am}. In the intermediate zone, where crystallization and grain growth take place, $t'_b \geq t' \geq t'_{am}$, the diffusion coefficient is assumed to obey a second degree law with its vertex at $t'=t'_p$ and $D(t')=D_p$. The parabolae is obliged to pass through the point $t'=t'_{am}$ with the value D_{am}. Between t'_b and t'_{st} a straiht line is defined passing through the points (t'_{st},D_{st}) and (t'_b,D_b) with the condition of being tangent to the parabola at this last point. After t'_{st} up to $t'=t_1$ the oxide grain size is contant and become a stable region.

This time dependence of the oxygen diffusion coefficient implies that the degree of crystallization, reorientation of grains and growth of an oxide film, that has the effect of reducing the number of short circuit paths for diffusion in the oxide, essentially depends on the time at oxidation temperature during which each oxide layer formed at the O/M interphase at different instants was kept.

A surprising result obtained with the DM is the small change in the effective oxygen diffusion coefficient along the oxide, a factor of 0.15 at 573K and of 0.14 at 623K when compared with that obtained with the SM: 0.02 at 573K and of 0.07 at 623K . These small changes in the DM are sufficient to modify the kinetics from the parabolic to the cubic behavior (see Table 1).

From the oxygen diffusion coefficient in the oxide for a given time t_1, we considered in principle that

$$D_1(x,t_1)=f.D_{gb}+(1-f).D_{vol},$$

where $f=\delta_{gb}/\delta_g$ with δ_{gb}, oxide grain boundary size and δ_g, oxide grain size. As a first approach the volume oxygen diffusion in the oxide is small as compared with the grain boundary oxygen diffusion, that also involves other types of shorts circuit paths like cracks and fissures, $D_{vol} \ll D_{gb}$, then $D^{eff}=f.D_{gb}$. The grain size distribution along the oxide thickness x, for a given oxidation time, t_1 is:

$$\delta_g(x)=\delta_{gb}\, D_{gb}/D_1(x,t_1) \qquad (3)$$

As $D_1(x,t_1)$ changes as a function of x at most by a factor of 0.15 to 0.14 depending on the temperature, and if $\delta_{gb}D_{gb}$ is considered constant, the grain size distribution as a function of x, $\delta_g(x)$, will change at most by a factor of 7 only. But the factor $\delta_{gb}D_{gb}$ must change, related mainly with the fissures and porosity produced during the grain growth. Then it is not possible to calculate the grain boundary size distribution through the oxide, $\delta_{gb}(x)$, with the present model. Conversely, if from the experimental results the grain size distribution in the oxide, $\delta_g(x)$ is known, it is possible to calculate the factor $\delta_{gb}D_{gb}$.

Figs. 4a and 4b, show $D_1(x,t_i)$ as a function of the reduced coordinates, $x/\xi(t_i)$, at different times ,t_i , for temperatures of 573 and 623K. In both cases at t_1 and t_2 the diffusion coefficients are almost constant taking the values of D_{am}. The time t_3 for 573K and the times t_3 and t_4 for 623K correspond to intermediate states. At t_4 (for 573K) and at t_5 (for 623K) the diffusion coefficients are almost constant in 70% and 80% of the oxide layer and equal to D_{st}. In a very small portion of the oxide layer (10% or less) an important gradient is observed and the amorphous region disappears.

The kinetics of the amorphous regions is shown in Figs. 5a and 5b, for very short times. For longer times the amorphous region is reduced to zero in accordance with Figs. 4a and 4b. In this case the structure of the oxide layer becomes homogeneous. To show the difference between the SM and the DM, the hypothetical ξ_{am}^{SM} is plotted superimposed to ξ_{am}^{DM} in Figs. 5a and 5b. In the SM the thickness of the amorphous layer is constant after its formation.

While both the SM and the DM are able to explain the experimental kinetics results, their hypotheses are different. The DM is endowed with more physical sense: the processes of crystallization and grain growth are related with the time during which each portion of the oxide formed at the O/M interphase is kept at the oxidation temperature.

In spite of the good kinetics simulation there are still difficulties in understanding the nature of the sort circuit paths. In earlier works[6], ion microprobe mass spectrometer analyses were performed on specimens of oxidized zirconium (400-500°C) into which $^{17}O_2$ had been diffused during oxidation. The authors found two diffusion regions: one near the G/O interphase that was ascribed to the lattice diffusion of oxygen in zirconia and a second, deeper zone which was ascribed to a line or surface diffusion process via dislocations or crystallite boundaries in the oxide. The values obtained were extrapolated for the temperatures of 573 and 623K. These, together with the extrapolated values obtained from high temperature oxidation of zirconium[7] and

diffusion process via dislocations or crystallite boundaries in the oxide. The values obtained were extrapolated for the temperatures of 573 and 623K. These, together with the extrapolated values obtained from high temperature oxidation of zirconium[7] and the results of the present paper are collected in Table 2. The values of the diffusion coefficient deduced from high temperature parabolic oxidation kinetics extrapolated to low temperature are similar to the determined in the oxygen diffusion coefficients of stable oxide D_{st} and near to the results reported by Cox [5] of grain boundary oxygen diffusion, Fig. 6. These results suggest that the processes that take place during high temperature and low temperature oxidation kinetics (with a difference of more than 1000K) can be the same and this fact is independent of the crystallographic nature of ZrO_2, either cubic, monoclinic or tetragonal. This reinforces the hypothesis of short circuit diffusion.

Conclusions

The dynamical diffusion model presented in this work is able to describe the parabolic and cubic behavior of pre-transition oxidation kinetics of policrystalline zirconium in dry oxygen at 573 and 623K. The model is based on the morphological studies of the oxide formed during the oxidation process and considers the crystallization and growth during oxidation as the mechanisms responsible for the modification of the oxygen diffusion coefficient in the oxide, which mainly involves the change in the number of short circuit paths through the oxide. The fundamental hypothesis of the model is that this change is related with the time at temperature during which each portion of the oxide formed at different times at the oxide/metal interphase is kept.

Acknowledgements

The author is grateful to Dr. R. Piotrkowski and Dr. A. Denis for the review of the manuscript.

References

1) J.Kovacs and E. A. García, J. Nucl. Mater. 210(1994) 78-83.

2) R.A. Ploc, J. Nucl. Mater. 61(1976)79.

3) R.A. Ploc, J. Nucl. Mater. 82(1979) 411.

4) G. P. Sabol and S. B Dalgaard, J. of Electroch. Soc. 122(1975)316.

5) R.A. Ploc, J. Nucl. Mater. 91(1980)322.

6) B. Cox and J.P. Pemsler, J. Nucl. Mater. 28(1968)73.

7) R.E. Pawell and J.J. Campbell, J. of Electroch. Soc., 128(1981)1999.

Figure Captions

Fig. 1 Schematic representation of:
a) the kinetics of oxide thickness growth, from t=0 to $t=t_1$. The arbitrary Δt is $\Delta t=t_b-t_a=t_d-t_c$;
b) the effective oxygen diffusion coefficient in the oxide as a function of t' (time at temperature of each oxide layer formed at the O/M interphase) for an oxidation time t_1;
c) the effective oxygen diffusion coefficient in the oxide $D_1(x,t_1)$ as a function of oxide thickness x.

Fig 2. Kinetics results: comparison between experimental points [3] and calculated points with the proposed dynamical model for the temperatures 573 and 623K. The lines n=2 (parabolic behavior) and n=3 (cubic behavior) are added for comparison.

Fig. 3. Schematic representation of the effective oxygen diffusion coefficient in the oxide, D(t') as a function of t' (time at temperature of each oxide layer formed at the O/M interphase) for an oxidation time t_1. The gray zone is the amorphous region, the dashed zone is the region where crystallization and the oxide grain growth occurred and the wite zone corresponds to the stable grain size.

Fig. 4a. Representation of the effective oxygen diffusion coefficient results in the oxide $D_1(x,t_i)$ as a function of the normalized oxide thickness, $x/\xi(t_i)$ at different times $t=t_i$. Temperature: 573K.

Fig. 4b. Id. Fig. 4a for a temperature of 623K.

Fig. 5a. Amorphous oxide region thickness as a function of time for a temperature of 573K, dashed zone for DM. Comparison with the same zone in the case of SM.

Fig. 5b. Id. Fig. 5a for a temperature of 623K.

Fig. 6. Comparison between the oxygen diffusion coefficients calculated with the DM of the present paper and previous results obtained with the SM and kinetics corrosion experiments.

Table Caption

Table 1. Parameters that define the function D(t') at each temperature.

Table 2. Comparison between oxygen diffusion coefficients from different kinetics experiments and the present paper results.

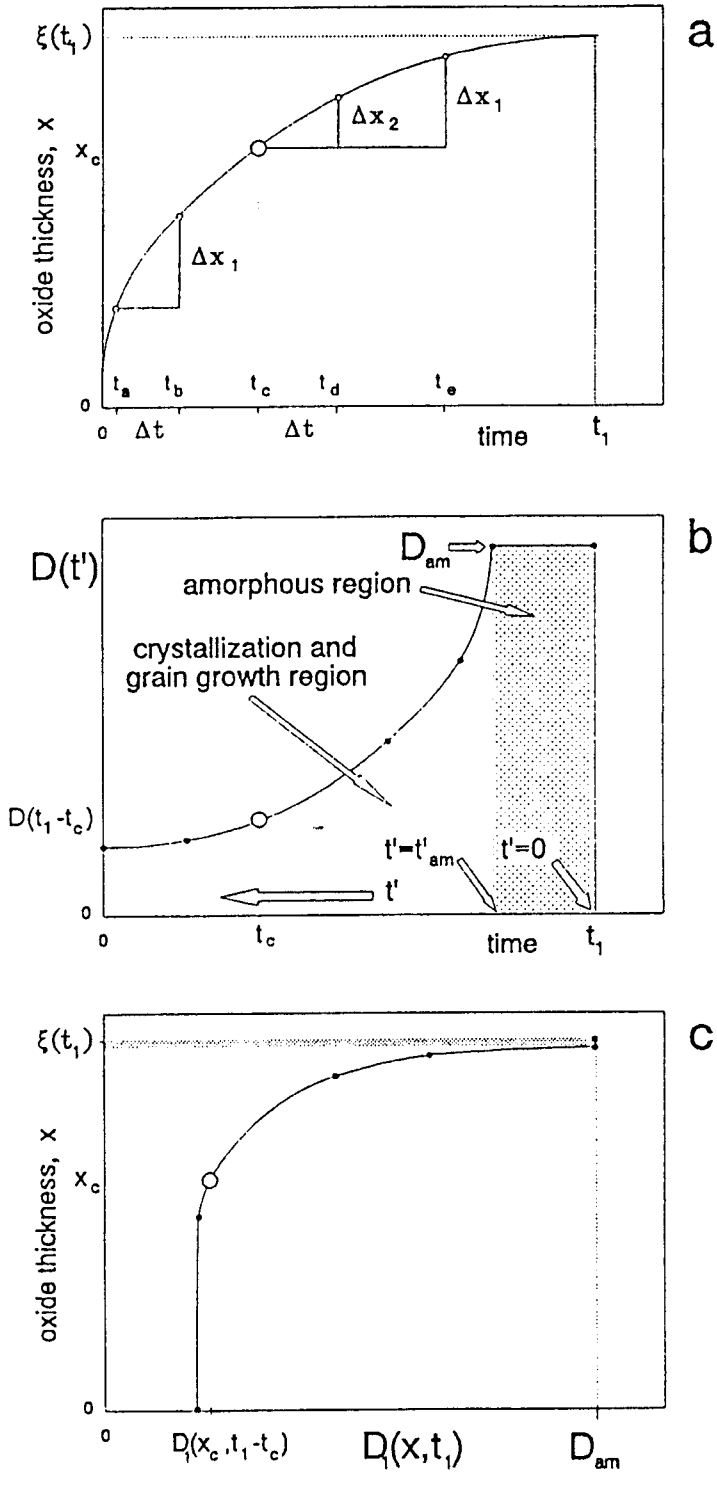

a
ξ(t1)
oxide thickness, x
xc
Δx1
Δx2
Δx1
ta tb tc td te
0
0 Δt Δt
time
t1
b
D(t')
Dam
amorphous region
crystallization and
grain growth region
D(t1-tc)
t'=t'am
t'=0
t'
0
0
tc
time
t1
c
ξ(t1)
oxide thickness, x
xc
0
0
D1(xc,t1-tc)
D1(x,t1)
Dam

figure 1

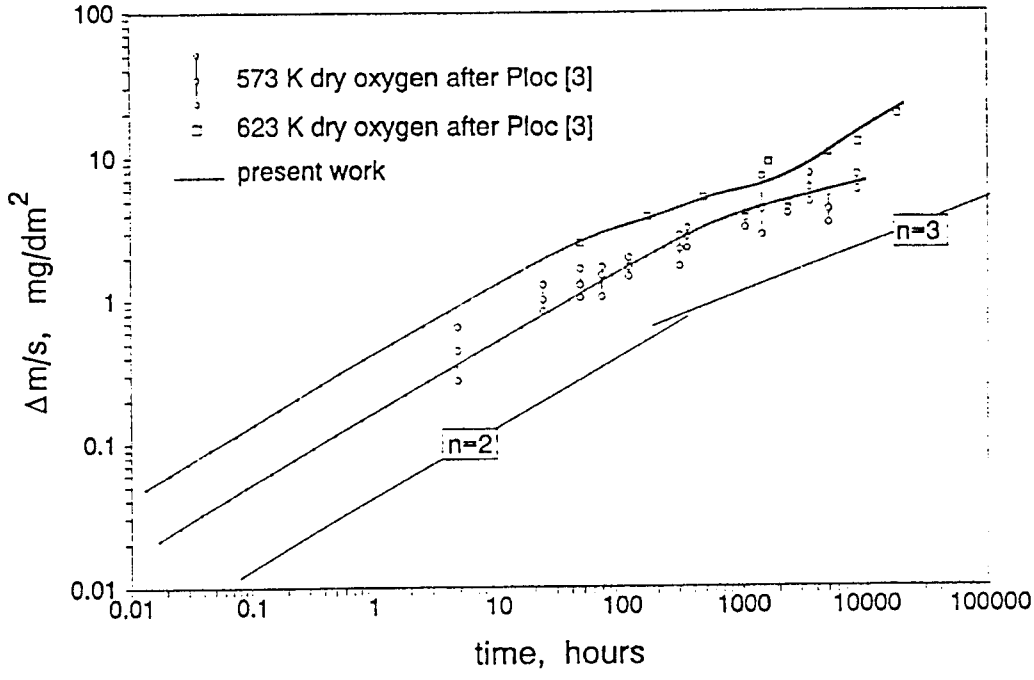


figure 2

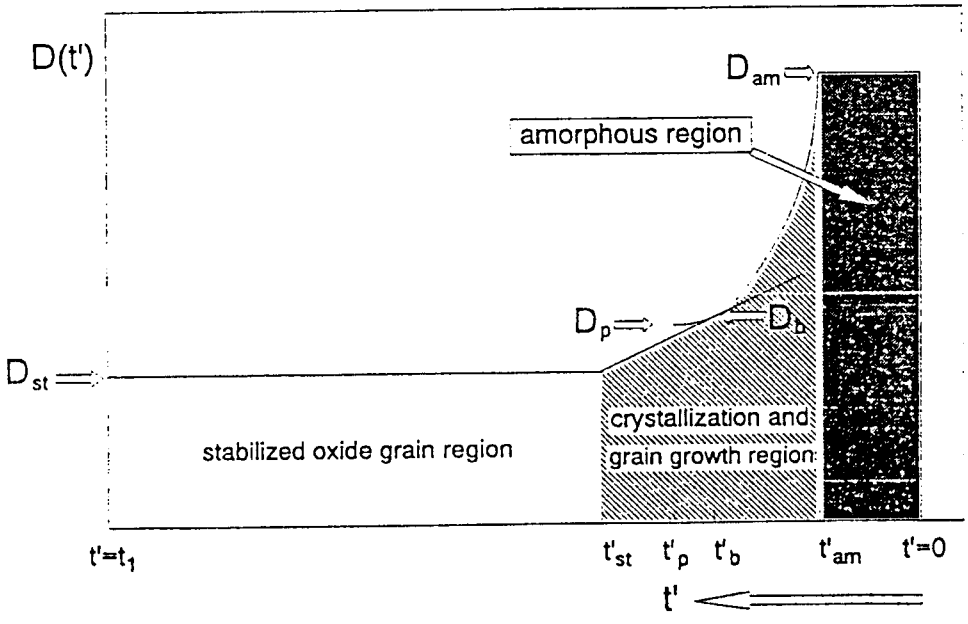


figure 3

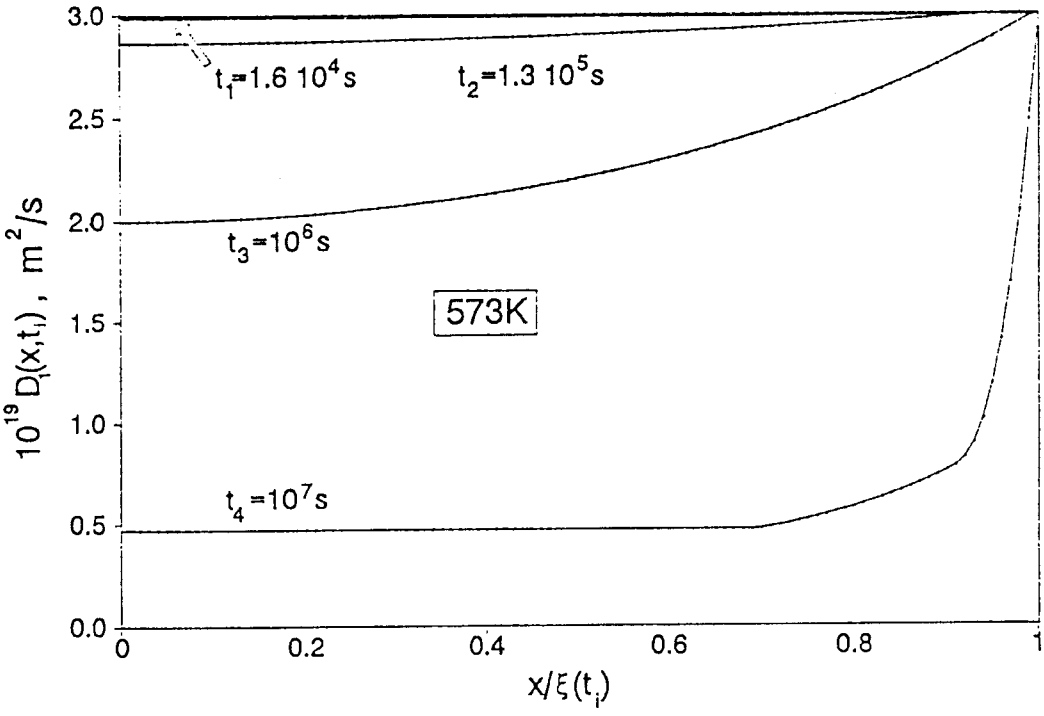


figure 4a

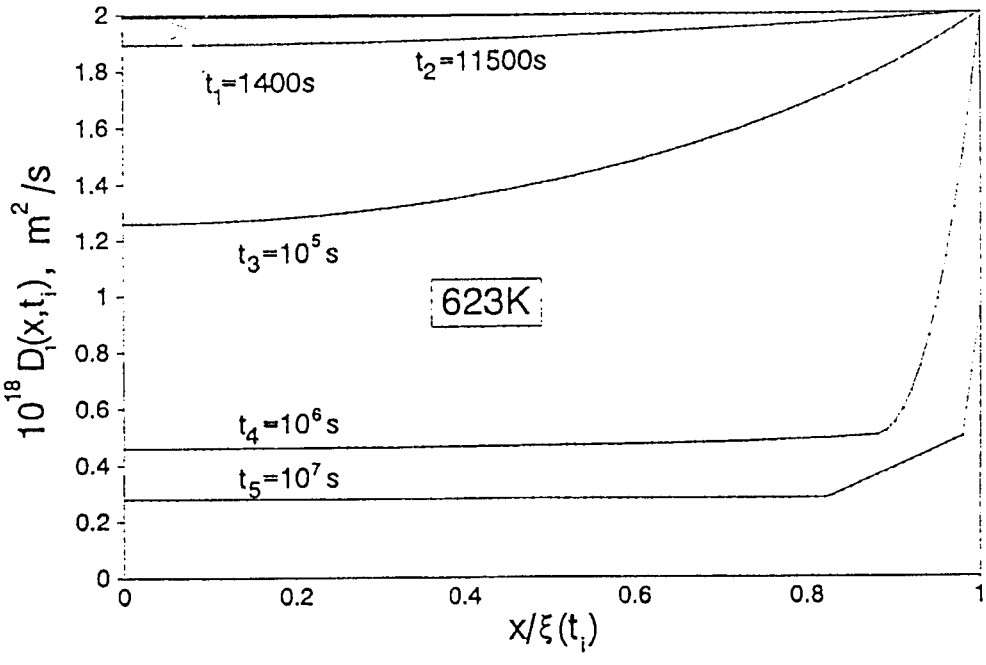


figure 4b

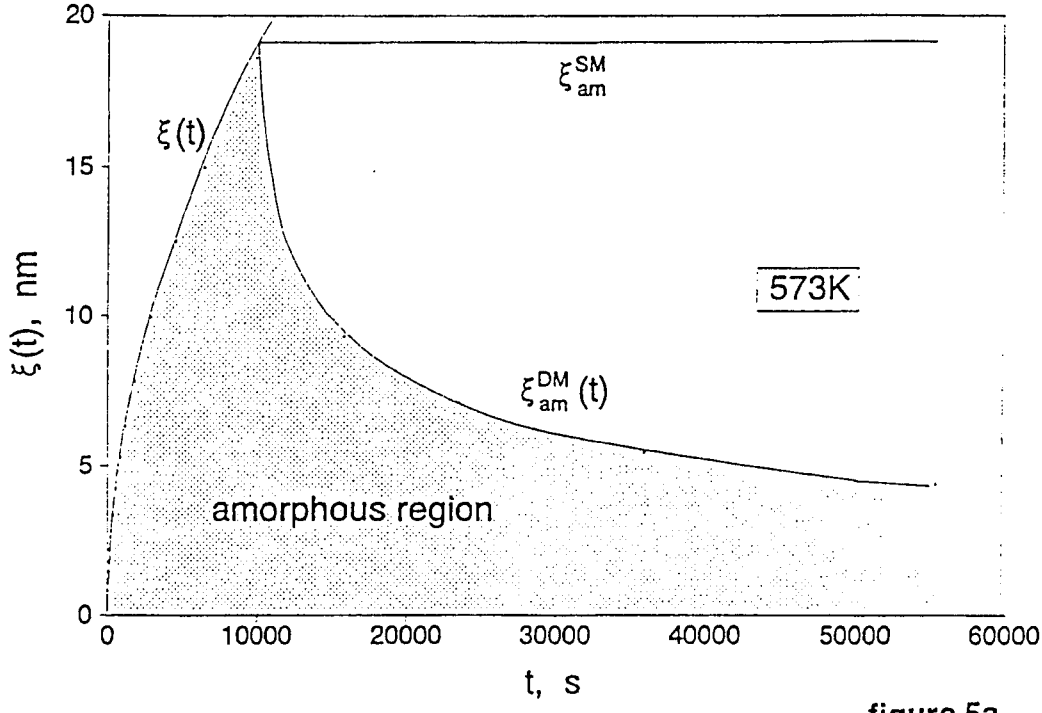


figure 5a

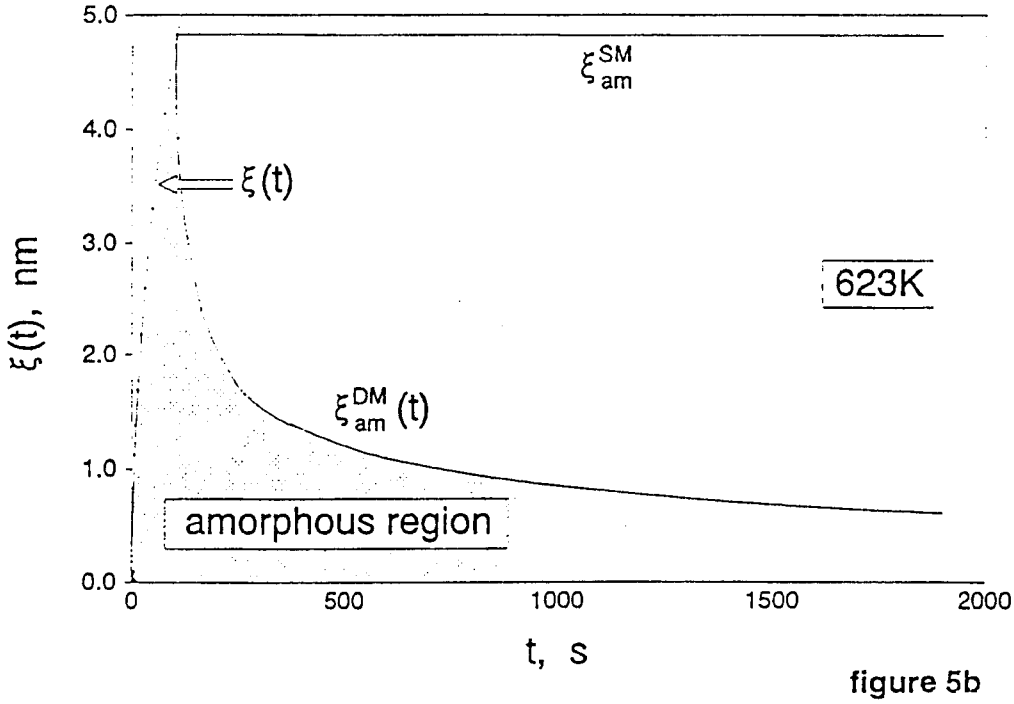


figure 5b

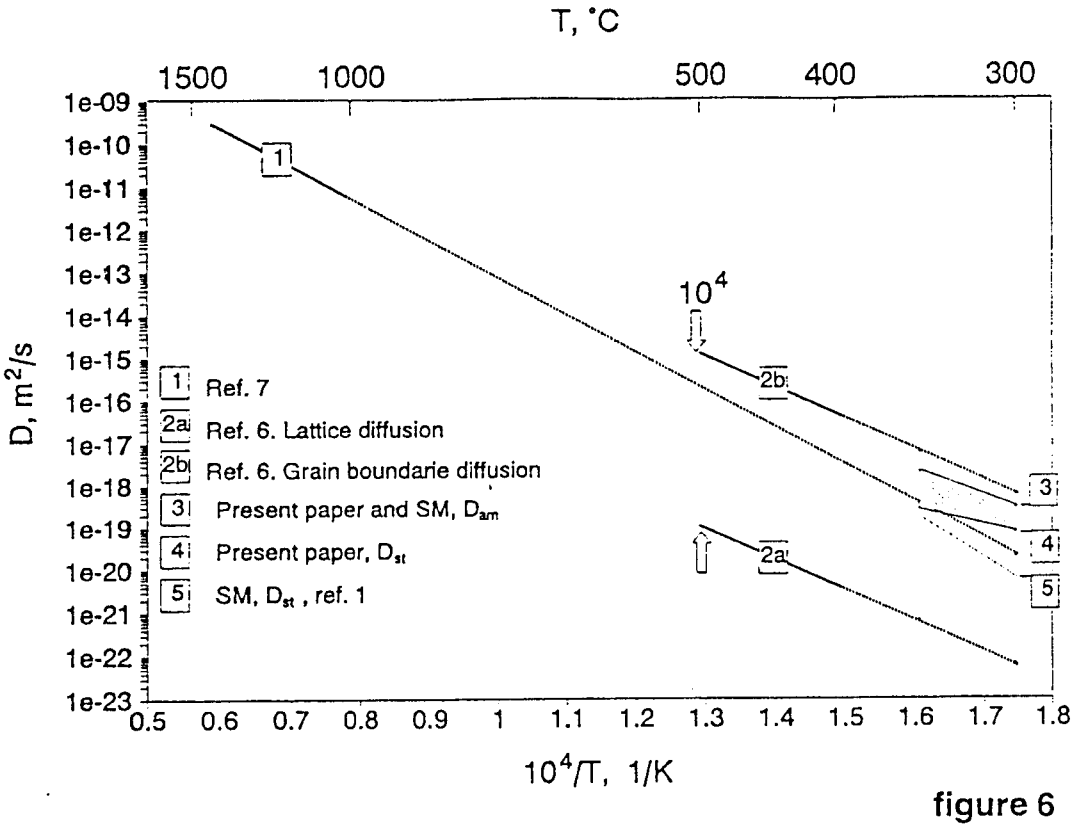

T, °C
1500
1000
500
400
300
1e-09
1e-10
1e-11
1e-12
1e-13
1e-14
1e-15
1e-16
1e-17
1e-18
1e-19
1e-20
1e-21
1e-22
1e-23
D, m²/s
1
2a
2b
3
4
5
Ref. 7
Ref. 6. Lattice diffusion
Ref. 6. Grain boundarie diffusion
Present paper and SM, Dam
Present paper, Dst
SM, Dst , ref. 1
10⁴
0.5
0.6
0.7
0.8
0.9
1
1.1
1.2
1.3
1.4
1.5
1.6
1.7
1.8
10⁴/T, 1/K

figure 6

Table 1

T K	t'_{am} s	$10^{19} D_{am}$ m^2/s	$10^5 t'_b$ s	D_b m^2/s	$10^6 t'_p$ s	$10^{19} D_p$ m^2/s	$10^6 t'_c$ s	$10^{19} D_c$ m^2/s	$10^6 t'_d$ s	$10^{19} D_{st}$ m^2/s
573	10^4	3	33.7	$D_p+8\ 10^{-21}$	4	.77	7.73	.46	11.73	.3
623	10^2	20	3.77	$D_p+8\ 10^{-23}$	.38	5	4.18	-	-	2.8

Table 2

T K	D_{am} m^2/s	D_{st} m^2/s	D[6] lattice diffusion m^2/s (extrapolated values)	D[6] grain boundaries m^2/s (extrapolated values)	D[7] corrosion kinetic m^2/s (extrapolated values)
573	$3\ 10^{-19}$	$3\ 10^{-20}$	$6.3\ 10^{-23}$	$\sim 6\ 10^{-19}$	$2\ 10^{-20}$
623	$2\ 10^{-18}$	$2.8\ 10^{-19}$	$6.3\ 10^{-22}$	$\sim 6\ 10^{-18}$	$3.5\ 10^{-19}$

Análisis de un loop convectivo en una contención usando el código RELAP5 – Mod 3

Ventura, M.A.

Publicado como PI-10/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

ANÁLISIS DE UN LOOP CONVECTIVO EN UNA CONTENCIÓN USANDO EL CÓDIGO RELAP5 - MOD 3.2

Mirta Ventura

Ente Nacional Regulador Nuclear, Av. Libertador 8250
1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

Este estudio tiene como fin verificar la capacidad del RELAP5 - Mod 3.2 (1) para calcular los fenómenos de convección del tipo de los que ocurren en un loop convectivo en la contención de un reactor. Para esto se usa un modelo de geometría simplificada de un sistema interior de la misma. Los estudios paramétricos realizados fueron hechos para las principales variables que gobiernan el transporte de materia en las uniones de los volúmenes considerados. Se comparan los resultados obtenidos con los resultantes para el mismo modelo realizado con el código CONTAIN (2). La comparación es satisfactoria.

ABSTRACT

The present study was performed to verify the RELAP5 - Mod 3.2 (1) code capability to calculate convection phenomena of the type occurring in a convective loop. A simplified geometrical model of a reactor containment system was used. The parametric studies were made for the main variables which govern material transport in the volume junctions considered. The results obtained and that got using the same model with the CONTAIN (2) code, were compared. The comparison is satisfactory.

Análisis de un loop convectivo en una contención, usando el código RELAP5-Mod 3.2

Mirta Ventura
Ente Nacional Regulador Nuclear
Avda. Libertador 8250 (1429), Capital Federal
Argentina

Resumen:

Este estudio tiene como fin verificar la capacidad del RELAP5-Mod 3.2 (1) para calcular los fenómenos de convección del tipo de los que ocurren en un loop convectivo. Para esto se usa un modelo de geometría simplificada de un sistema interior de contención de un reactor. Los estudios paramétricos realizados fueron hechos para las principales variables que gobiernan el transporte de materia en las uniones de los volúmenes considerados. Se comparan los resultados obtenidos con los resultantes para el mismo modelo realizado con el código CONTAIN (2). La comparación es satisfactoria.

1) Introducción:

Es de utilidad analizar la convección natural en gases, cuando se estudian los fenómenos que ocurren en un accidente severo dentro de una contención. Tal es el caso del transporte de material (vapores y/o aerosoles), del intercambio de calor entre compartimentos y de la velocidad de evaporación y condensación.

El diseño de algunos reactores incluye sistemas de refrigeración de emergencia que son los loops de convección para evacuar calor desde la cavidad del reactor en donde se almacena la mayor parte de la energía de liberada. En el caso de fusión del núcleo con la consecuente degradación de la vasija, se distribuye dicha energía en las paredes y estructuras de otras celdas de la contención en forma eficiente.

Se modeliza una contención simplificada que contiene 6 zonas, en donde se estudian las principales variables termodinámicas, así como la interacción entre las mismas.

2) Modelo hidrodinámico

El modelo hidrodinámico de RELAP5 es unidimensional y transiente. Modela dos fluidos para flujos de dos fases: mezcla de vapor-agua, que puede contener una componente no condensable en la fase vapor. Debido a esto último, puede usarse para calcular un problema de convección de gas como el descripto arriba. La ecuación en diferencias de RELAP5 está basada en el concepto de volumen de control en el cual se conservan masa, energía y cantidad de movimiento. Los volúmenes de control son incrementos finitos del pasaje del flujo y pueden tener una unión a la entrada, salida o al costado. La variación "lógica" de la corriente del pasaje del fluido es especificada a través del área transversal del volumen, a través de las áreas de las uniones y a través del uso de las opciones de área de cambio suave o abrupto en las uniones. Estas opciones afectan el modo en el cual se modela el flujo en el cálculo de los factores de pérdida en las uniones y por el método usado para calcular la velocidad volumétrica promedio, la cual interviene en el cálculo del flujo de cantidad de movimiento, en la transferencia de calor de ebullición y en la fricción de pared. El modelo de cambio de área abrupto debe usarse para modelar el efecto de reducciones, orificios y obstrucciones en los cuales la variación del área de flujo con la longitud es suficientemente grande para causar turbulencia y separación de flujo. Las velocidades están definidas a través del uso de uniones centradas en masa y energía en los contornos del volumen. De este modo la forma numérica usa una nodalización unidimensional con una grilla espacial no uniforme (fig. 2). La nodalización que se usa con RELAP5, para la descripción del loop convectivo es la de la figura 1.

En el código CONTAIN, el modelo de flujo es un modelo simple a parámetros concentrados y permite una entrada que describe la estructura de las celdas que usa con conexiones extendidas como se puede ver en la figura 3. Los conceptos de celdas y conexiones son distintos a los de volúmenes y uniones usados por RELAP5. Los pasos de flujo extendido usados en CONTAIN no existen en RELAP5.

3) Especificación del problema

En la figura 1 se muestra un modelo de contención de 6 volúmenes en el cual se representa, por los volúmenes 1 y 2, la cavidad del reactor. Los locales de alrededor como la sala de bombas, el recinto de los generadores de vapor, la sala de reparación de la máquina de recambio etc., están representados por los volúmenes 3, 4 y 5. A través del volumen 6 se conecta nuevamente a la cavidad. Una estructura de calor en el volumen 1, mantenida a una temperatura constante de 900 K, simula una fuente de calor debida a la fusión del núcleo. Otra estructura en el volumen 5 a temperatura constante de 300 K, funciona como sumidero de calor.

En la tabla 1, se detallan los parámetros de entrada al código referentes a los volúmenes.

Vol	Long (m)	Vol (m^3)	elev (m)	P (MPa)	T (K)
1	16.	1000	16	0.1	300
2	16.	3500	16	0.1	300
3	5.	3500	5	0.1	300
4	5.	3500	5	0.1	300
5	8.	10000	8	0.1	300
6	42.	129	21	0.1	300

Tabla 1: características de los volúmenes

En la tabla 2, se detallan los valores de entrada al código referentes a las uniones entre volúmenes.

Unión	Área de unión (m^2) al comienzo del proceso	Coef. De pérdida
de 1 a 2	2.0	1.5
de 2 a 3	4.4	5.0
de 3 a 4	0.0	0.0
de 4 a 5	4.0	5.0
de 5 a 6	3.0	3.0
de 6 a 1	1.0	3.0

Tabla 2: Características de las uniones

En la tabla 3, se encuentran los valores de entrada al código referentes a las estructuras de calor.

Estruct.	N° de Nodos	Coord. der. (m)	T (k)	Área (m^2)
1	4	0.4	900.0	1000.0
2	4	0.4	300.0	1000.0

Tabla 3: Características de las estructuras de calor

4) Cálculos y resultados

Se usó el código RELAP5-Mod3.2 para realizar este trabajo. Las comparaciones con el código CONTAIN, fueron hechas con resultados que se disponen de cálculos realizados por W. Scholtyssek (FZK) (3). Se estudió la evolución del problema hasta 10000 s. El sistema de loop convectivo comienza a condiciones normales para la atmósfera, sin flujo de gas entre celdas. En el apéndice I, se encuentra la entrada de datos correspondiente para dicho problema.

Se presentan como resultados la evolución temporal de la temperatura en distintos volúmenes, la presión del gas y el flujo de masa entre volúmenes a tiempos largos y en los primeros segundos de evolución. El evento está caracterizado por una fase corta transiente durante la cual el gas en el volumen 1 es calentado y se expande a los volúmenes vecinos. Al rededor de los 20 s, el flujo se revierte (volúmenes 5 y 6) y la velocidad del flujo del loop crece rápidamente a valores significativamente mayores. El sistema se equilibra alrededor de los 8000 s (fig. 4, 5, 6 y 7). En las figuras 8 y 9 puede apreciarse la evolución temporal del flujo de masa entre todos los volúmenes para los primeros segundos y para tiempos avanzados del proceso.

5) Conclusiones

Se ha estudiado un modelo de loop convectivo simple con el código RELAP5. Se han comparado los resultados obtenidos, con los resultantes para el mismo problema resuelto con CONTAIN. Estos concuerdan apreciablemente, a pesar de los distintos modelos involucrados, respecto de importantes parámetros como lo son la presión y temperatura en los volúmenes (o celdas), el flujo de masa en los mismos y la temperatura en las estructuras de calor (fig. 4, 5, 6, 7, 10 y 11)

Las débiles diferencias observadas pueden deberse a las diferentes bibliotecas utilizadas por ambos códigos, referentes a los propiedades de los materiales y a los diferentes datos de transferencia de calor que utilizan.

Es de notar que la variación de los resultados de un código respecto de otro, están por debajo del rango de incerteza relativo a los parámetros de entrada al código, como por ejemplo las áreas de flujo, o los coeficientes de pérdida. Estas incertezas no están generalmente debajo del 25 %.

Referencias

1) Carlson K.E et al, RELAP5/MOD3 Code Manual, USRNRC, NUREG/CR-5535, 1995.

2) Murata, K. K et al, CONTAIN 1.1, A Computer Code for Severe Nuclear Reactor Accident Containment Analysis, NUREG/CR-5026, 1989.

3) Scholtyssek, W, Institut fur Neutronenphysik und Reaktortechnik, (FZK) comunicación privada.

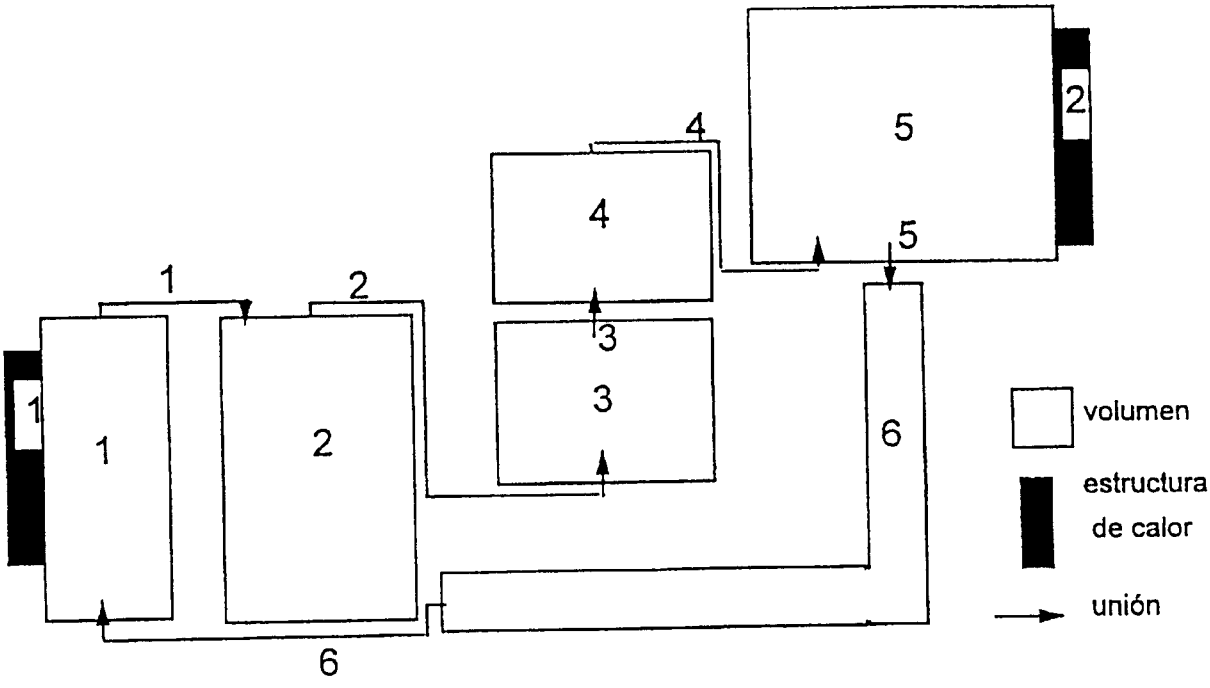


Figura 1: RELAP 5
Nodalización para un loop de convección de 6 volúmenes

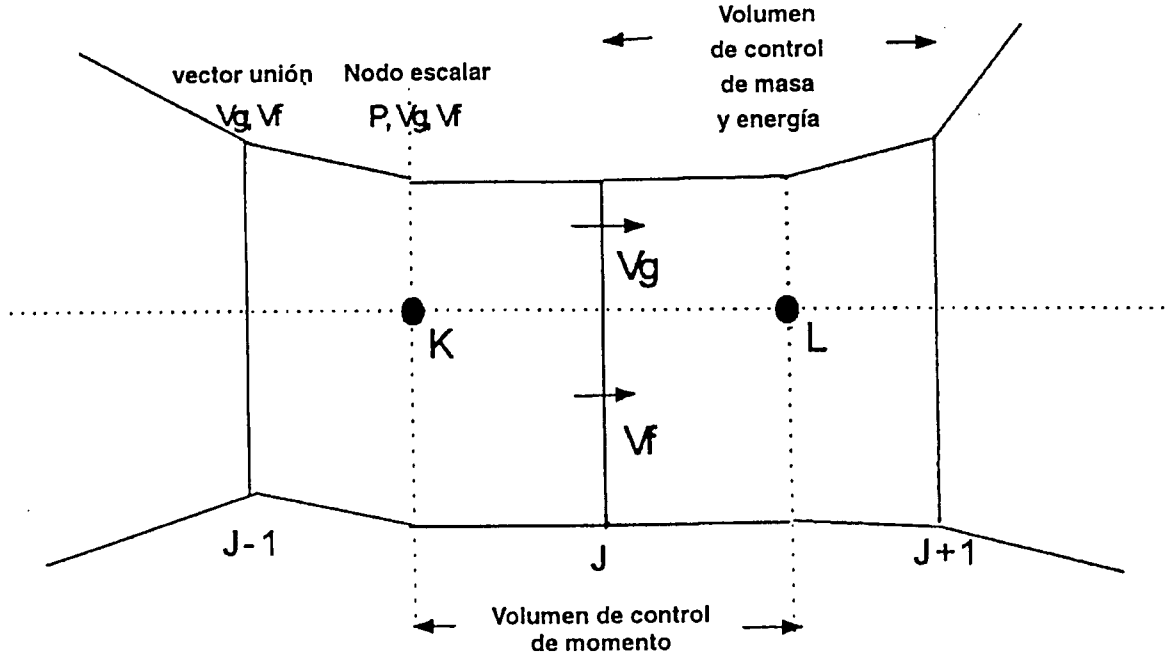


Figura 2
Esquema de nodalización de la ecuación de diferencias

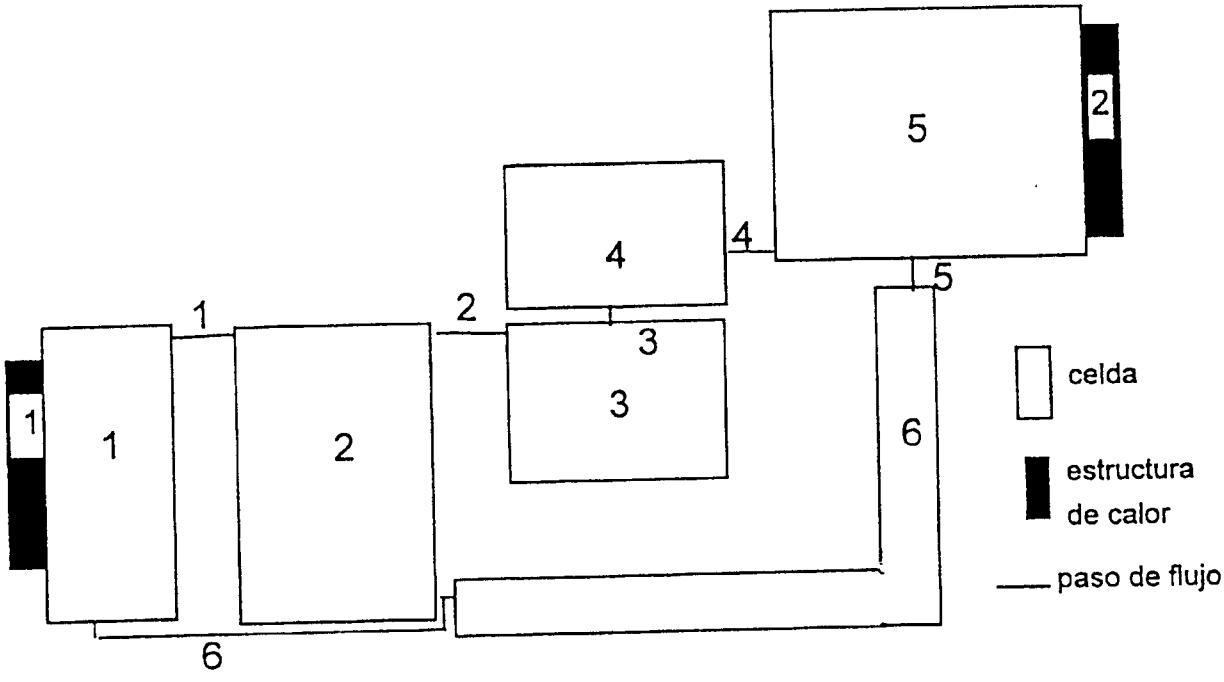


Figura 3: CONTAIN
Nodalización para un loop convectivo de 6 volúmenes

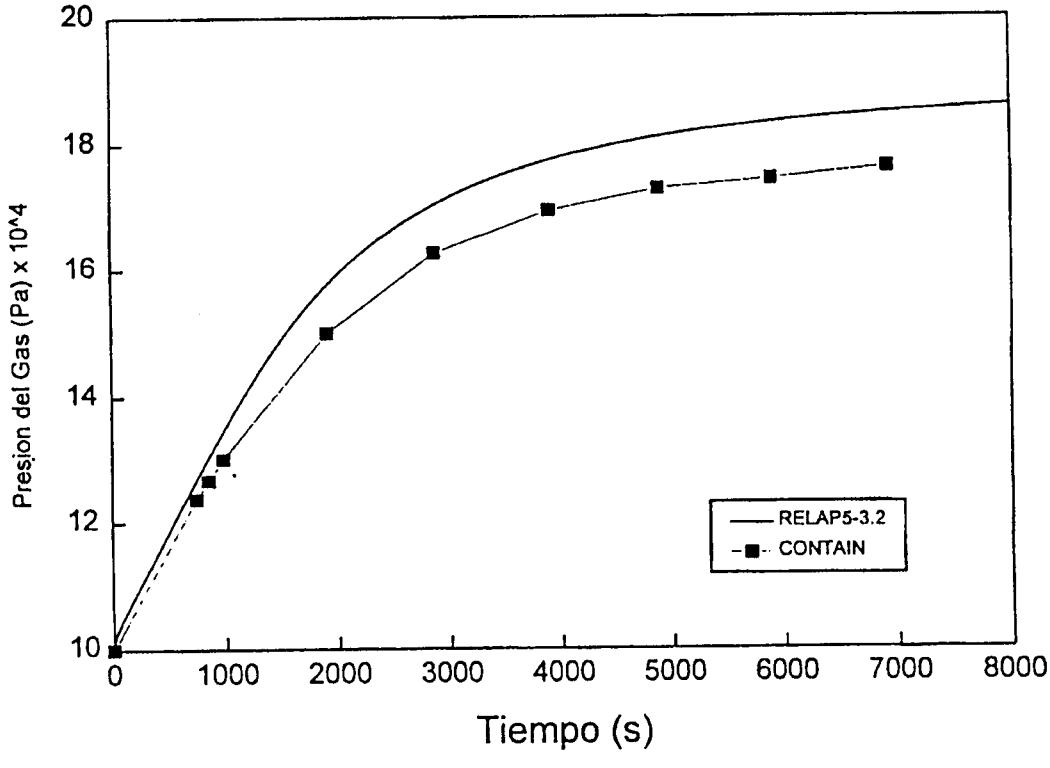


Figura 4: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Presión del gas en el sistema

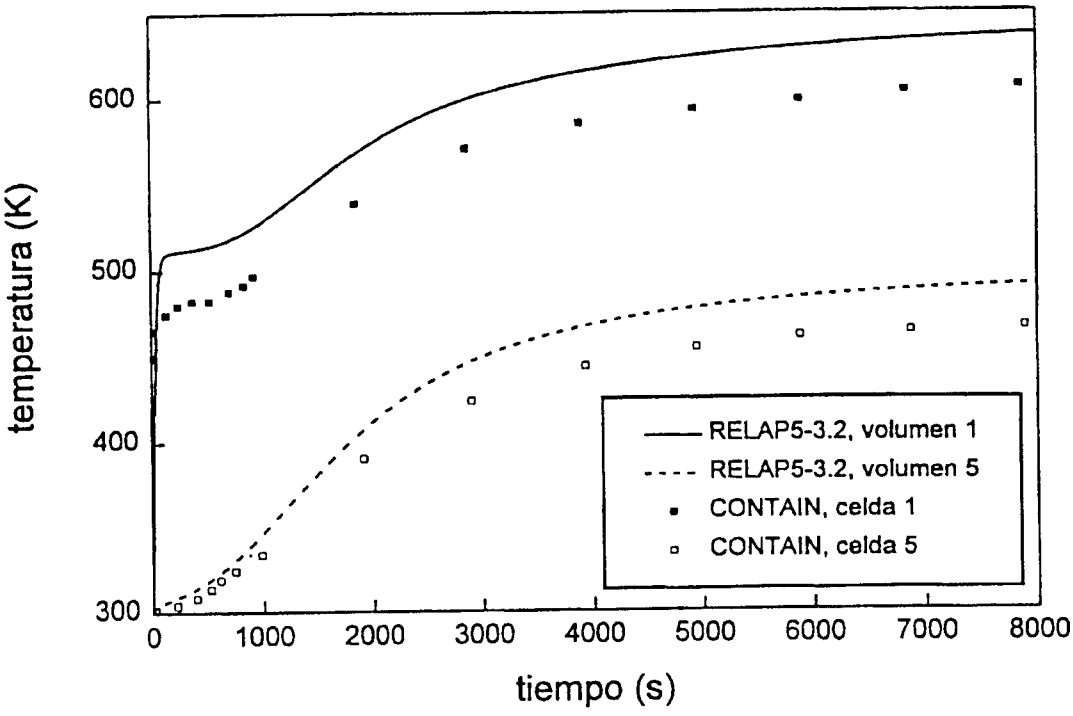


Figura 5: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Temperatura del gas Volúmenes 1y 5

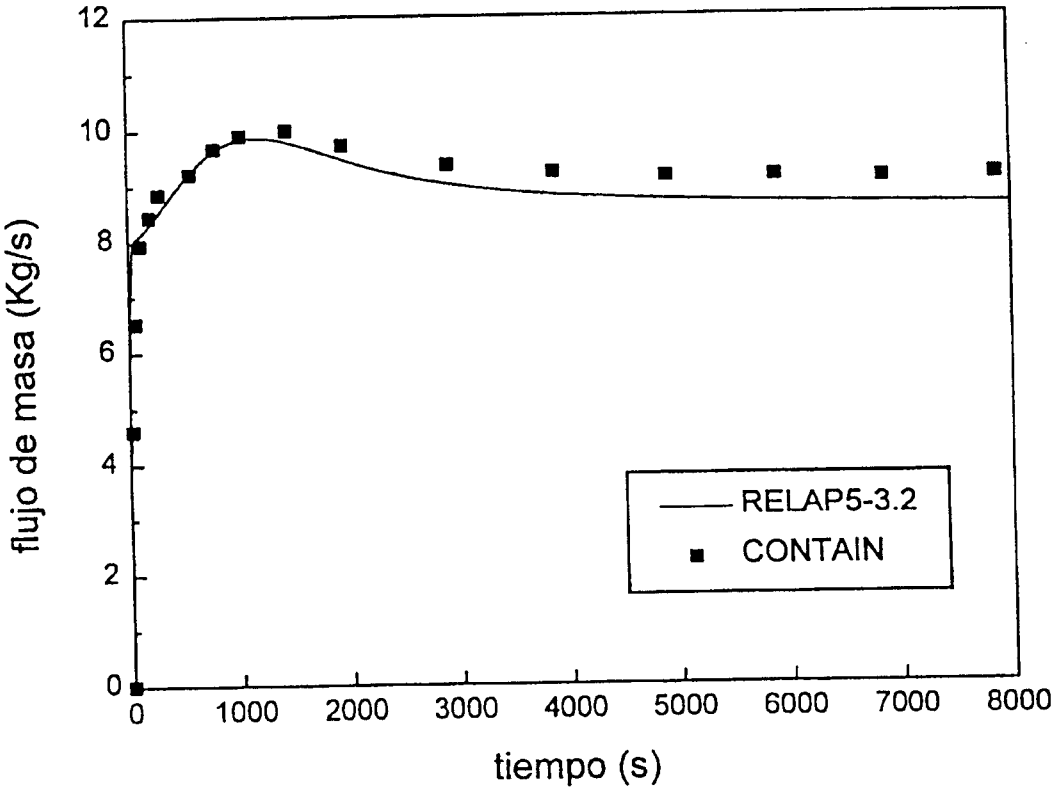


Figura 6: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Flujo de masa desde el Volumen (celda) 6
al Volumen (celda) 1

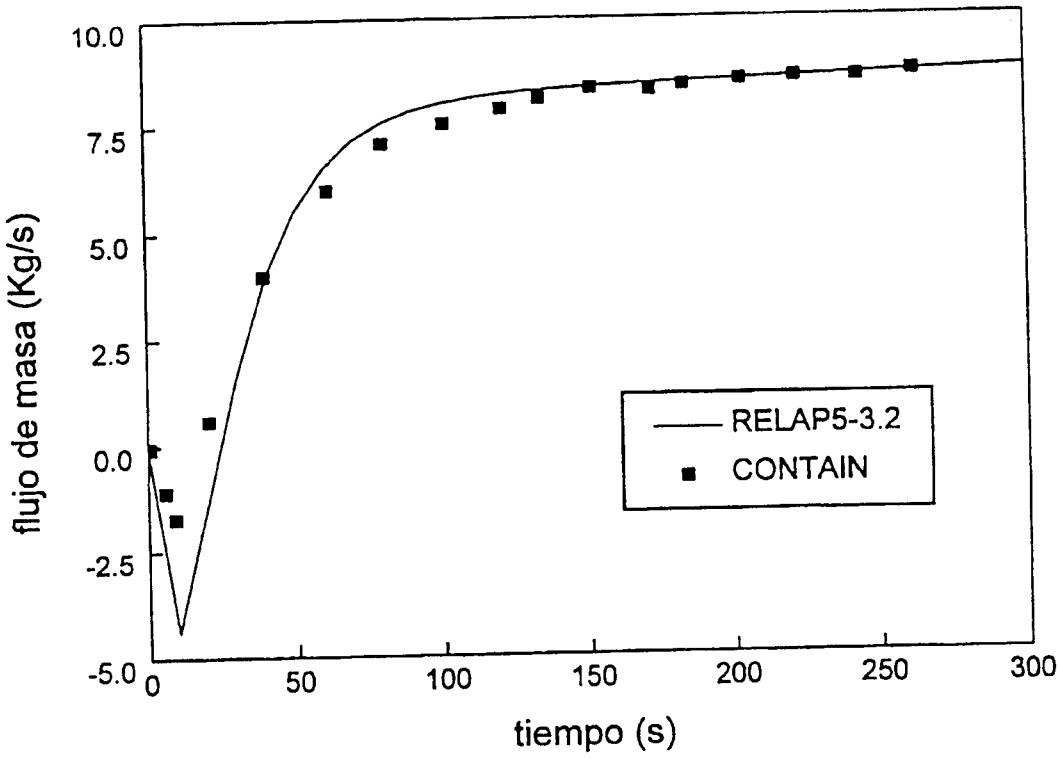


Figura 7: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Flujo de masa desde el volumen (celda) 6
al volumen (celda) 1. Primera Fase

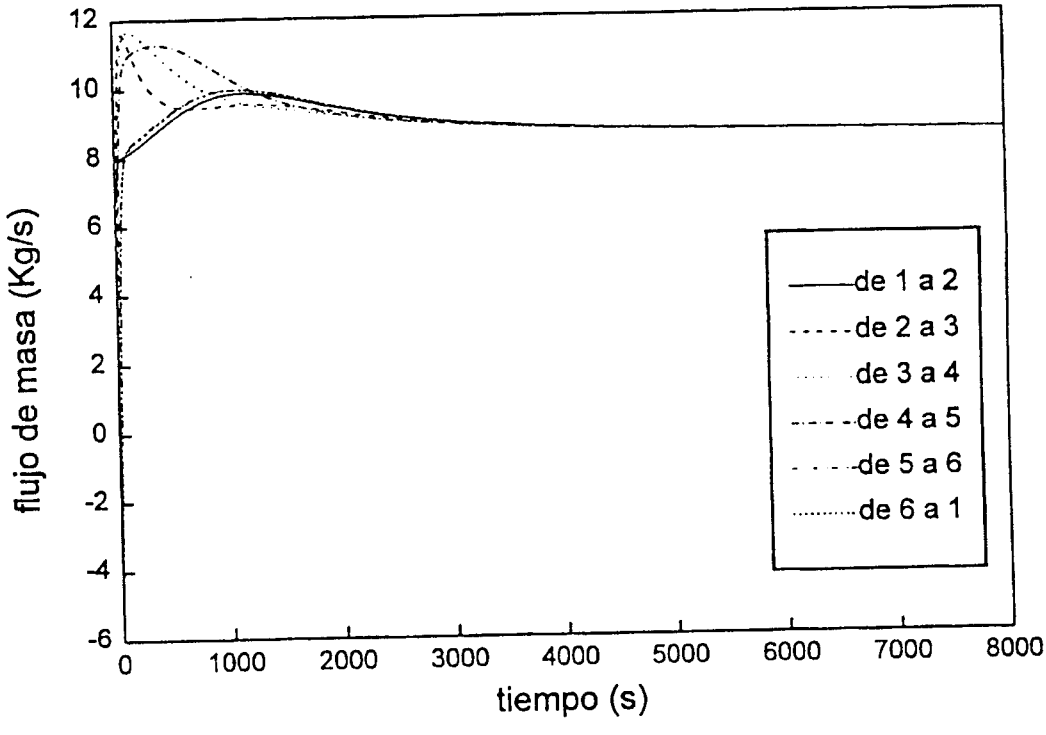


Figura 8: RELAP5-3.2
Flujo de masa entre todos los volúmenes

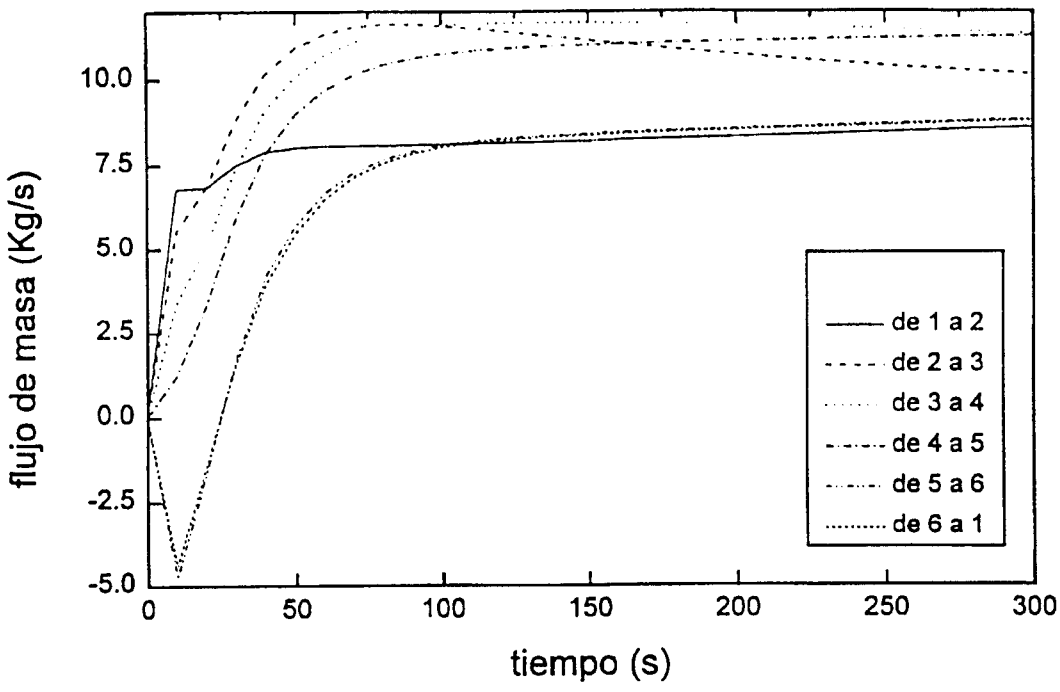


Figura 9: RELAP5-3.2
Flujo de masa entre todos los volúmenes. Primera Fase

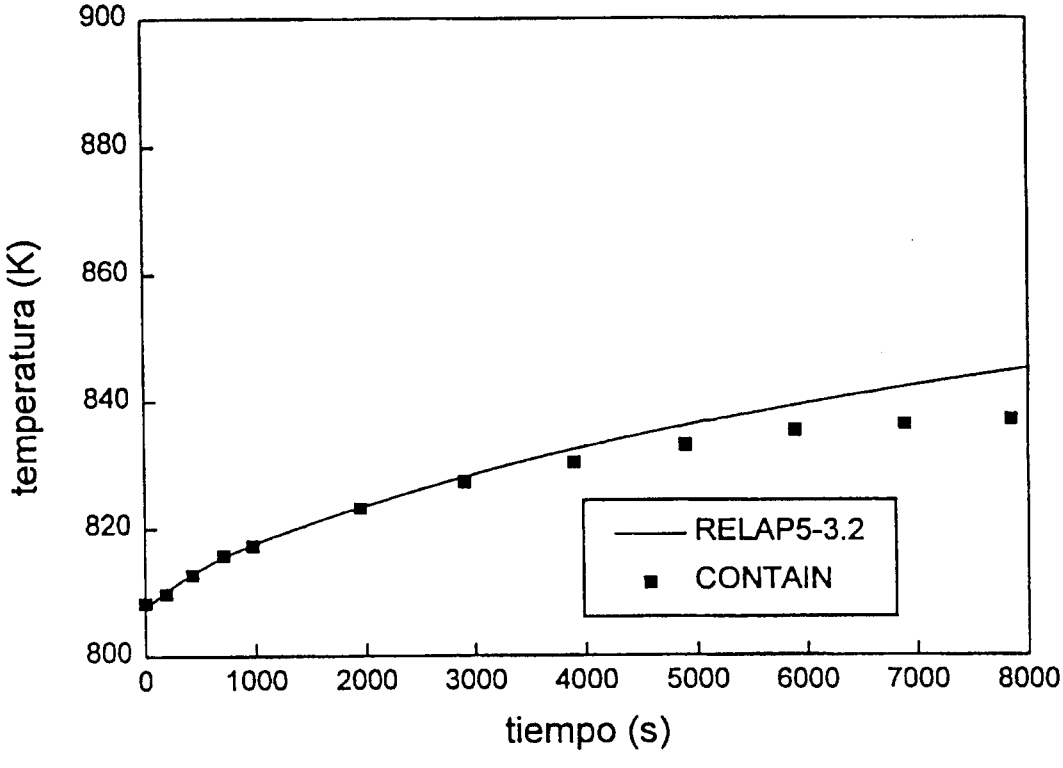


Figura 10: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Temperatura estructura 1 en el volumen (celda) 1

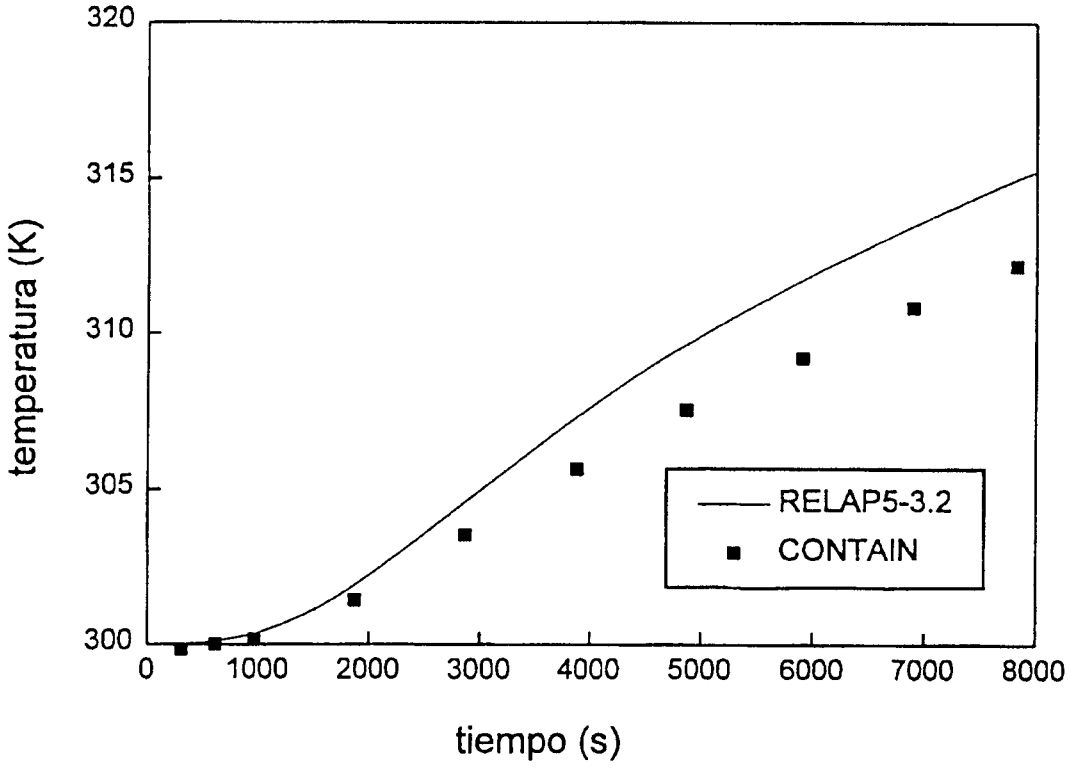


Figura 11: RELAP5-3.2 y CONTAIN
Temperatura estructura 2 en el volumen (celda) 5

```
*
*                              APENDICE I
*
*
*
*                  Entrada de datos para el RELAP5-3.2
*
*                   MODELO SIMPLE DE UNA CONTENCION
*                        6 volumenes y 6 uniones
*
     100       new    transnt
     101       run
     102       si     si
     110       nitrogen
*=============================================================*
*  time steps
*              mint     maxt     mie      mae
201  1000.    0.1      0.5      00000    20   200     4096
202  10000.   1.       5.       00000    20   200     4096
*
*
*
*             minor edit request
*
* pressure
301  p         100010000     * vol 100
302  p         200010000     * vol 200
303  p         300010000     * vol 300
304  p         400010000     * vol 400
305  p         500010000     * vol 500
306  p         600010000
* gas temperatures
307  tempg     100010000     *
308  tempg     200010000     *
309  tempg     300010000     *
310  tempg     400010000     *
311  tempg     500010000
312  tempg     600010000     *
*
*
*  mass flowrates
313  mflowj    100010000     *
314  mflowj    200010000     *
315  mflowj    300010000
316  mflowj    400010000
317  mflowj    500010000
318  mflowj    600010000
-------------------------------------------------------------*
*
*-------------------------------------------------------------*
*  hydraulic components
*-------------------------------------------------------------*
*
*
1000000  vol1          branch
*        NJ
1000001  1
*       AREA LENGTH   VOLUME angl  ANGLE ELEV  ROUGHN  DIAM fe
1000101  0.   16.     1000.    0.   90.   16.   0.      0.   00
*        EBT  PRESSURE  TEMPERATURE EQUILIB
1000200  004   1.00e5        300.    1.
*        FROM          TO            AREA  LOSS1 LOSS2  VCAHS
1001101  100010000  200010000     2.   1.5   1.5    00120
*        VEL1  VEL2
1001201  0.    0.       0.
```

```
*
*
*
2000000  vol2          branch
2000001  1
2000101  0.     16.       3500.      0.    90.    16.     0.      0.    00
2000200  004    1.00      300.       1.
2001101  200010000  300010000   4.4    5.0    5.0    00120
2001201  0.       0.       0.
*
*
3000000  vol3          branch
3000001  1
3000101  0.     5.        3500.      0.    90.     5.     0.      0.    00
3000200  004    1.00e5    300.       1.
3001101  300010000   400000000  0.     0.     0.     00020
3001201  0.       0.       0.
*
4000000  vol4          branch
4000001  1
4000101  0.     5.        3500.      0.    90.     5.     0.      0.    00
4000200  004    1.00e5    300.       1.
4001101  400010000   500000000  4.     5.0    5.0    00120
4001201  0.       0.       0.
*
*
5000000  vol5          branch
5000001  1
5000101  0.     8.        10000.     0.    90.     8.     0.      0.    00
5000200  004    1.00e5    300.       1.
5001101  500000000   600010000  3.     3.0    3.0    00120
5001201  0.       0.       0.
*
6000000  vol6          branch
6000001  1
6000101  0.    42.0       129.       0.    30.     21.    0.      0.    00
6000200  004    1.00e5    300.       1.
6001101  600000000   100000000  0.    3.0     3.0    00120
6001201  0.       0.       0.
*-------------------------------------------------------------------*
*     structures
*-------------------------------------------------------------------*
* in vol1 and vol5
*          NH    NP  GEO  SS  LB  RFL
10010000   1     5    1   1  0.   0
*          MESH  LOC  FLAG   MESH
10010100   0                  1
*          NO INTERV     RIGHT COORD
10010101   4             0.4
*          COMP NO       INTERV NO
10010201   001           4
*          SOURCE        INTERV NO
10010301   0.            4
*          INIT TEMP     FLAG
10010400   -1
*           TEMP
10010401    900.   900.   900.   900.   900.
*           BOUND VOLNO   INCR  COND    AREA   AREA  NO
10010501    0             0     1001    1      1000. 1
10010601    100010000     0     1       1      1000. 1
*           SOURCE
10010701    0       0       0     0    1
*           FLAG    DIAM    DIAM  CHAN NO
10010901    0.      10.     10.   0.   0.    0.   0.  1.  1
```

```
*****************************************************************
10020000  1      5     1     1    0.      0
10020100  0                          1
10020101  4                    0.4
10020201  001                  4
10020301  0.                   4
10020400  -1
10020401  300.    300.    300.      300.   300.
10020501  500010000       0         1      1     1000.   1
10020601  0                 0     1002      1     1000.   1
10020701  0         0       0         0      1
10020801  0.      10.     10.       0.     0.    0.    0.   1.    1
*****************************************************************
*
*---------------------------------------------------------------*
* material tables
*---------------------------------------------------------------*
*
*
20100100  tbl/fctn    1 -1
*---------------------------------------------------------------*
* heat structure  temp, cond
*-------------------------------------- ------------------------*
20100101      293.0    13.3
20100102      373.0    14.5
20100103      473.0    16.2
20100104      573.0    17.9
20100105      673.0    19.3
20100106      773.0    21.4
20100107      873.0    23.1
20100108      973.0    25.1
20100109     1073.0    27.2
20100110     1273.0    31.2
*---------------------------------------------------------------*
*  heat structure volumetric heat capacity
*---------------------------------------------------------------*
20100151    3.76e6
20100152    3.92e6
20100153    4.00e6
20100154    4.16e6
20100155    4.24e6
20100156    4.40e6
20100157    4.56e6
20100158    4.80e6
20100159    5.04e6
20100160    5.52e6
*
*---------------------------------------------------------------*
*  general tables
*---------------------------------------------------------------*
*
*
*  temperature
20200100  temp
20200101      0.          900.
20200200  temp
20200201      0.          300.
*
*---------------------------------------------------------------*
*     control variables
*---------------------------------------------------------------*
* none
.
```

Modeling of Liquid Phase Formation Due to the Solid Zircaloy-4 / Solid Inconel 718 Interaction

San Martín, G.E. and García, E.A.

Publicado como PI-11/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

MODELING OF LIQUID PHASE FORMATION DUE TO THE SOLID ZIRCALOY - 4 / SOLID INCONEL 718 INTERACTION

Gabriel E. San Martín[1] and Eduardo A. García[2]

[1]Departamento Materiales, Centro Atómico Constituyentes,
Comisión Nacional de Energía Atómica

[2]Modelística, Centro Atómico Ezeiza, Ente Nacional Regulador Nuclear
Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presenta un modelo de difusión, que describe la interacción eutéctica entre Zry - 4 e Inconel 718, a temperaturas entre 1000 y 1400°C. En dicho modelo, se calculan las concentraciones en las interfases sólido - líquido de los elementos principales de cada aleación y los coeficientes de interdifusión en el líquido. Se emplean como datos de las posiciones instantáneas de las interfases Zry - 4 / líquido e Inconel 718 - líquido, que se tomaron de un trabajo experimental. Las hipótesis del modelo son: la fase líquida crece por difusión del elemento mayoritario de cada aleación en el líquido, dichos elementos no interactúan durante la difusión, no se tiene en cuenta ni la convección ni la difusión en estado sólido y se desprecian los cambios de volumen durante la fusión.

En el trabajo experimental, de la cinética de formación de la fase líquida se midió con diferentes capas iniciales de óxido de circonio de 0, 20, 45 y 100 micrómetros de espesor, con el objeto de simular las condiciones de operación de un reactor nuclear. La capa de óxido inicial retarda la formación de fase líquida y modifica los valores de concentración en las interfases y el coeficiente de interdifusión, calculados por medio del modelo.

ABSTRACT

A diffusion model that describes the eutectic interaction between both as received and oxidized Zry - 4 and Inconel 718 at high temperatures (1000 to 1400°C) is presented, which is an improvement of one previously developed for depicting this interaction. The instantaneous positions of the Zry - 4 / liquid and Inconel/liquid interfaces, taken from reported experimental work, are input data. The assumptions of this model are: the liquid phase grows by diffusion of the main element of each alloy in the liquid phase, there is no interaction between these elements during diffusion, neither convection nor solid state diffusion are considered, and volume changes during melting and interdiffusion are neglected. We calculate the solid/liquid interfaces concentration values and the interdiffusion coefficients in the melt for different temperatures according to experimental data.

The liquid phase formation kinetics is measured with initial zirconium oxide layers of 0, 20, 45 and 100 μm to simulate the reactor operation condition. The initial oxide layer retards the liquid formation kinetics and this leads, after the application of the model, to different interfaces concentration values and interdiffusion coefficients.

1. Introduction

During a loss of coolant accident, the maximum allowable temperature in the core of a light water reactor (LWR) or a heavy water reactor (HWR) is 1200°C. Above this value the core materials begin to melt. However, in recent experimental work [1],[2] the formation of liquid phases in the Zircaloy-4 (Zry-4)/Inconel and Zry-4/AISI 316 Stainless steel systems due to eutectic interactions between the components is shown, at temperatures from 1000°C.

The fuel rods of a LWR reactor are fixed by spacer grids, mounted along them, separated by approximately 0.5 to 0.7 m each other. There are two kinds of spacer grids used, one made of Inconel and the other, made of Zircaloy with a spring of Inconel 718 or another Ni base alloy. So, in the core of the reactor there are zones where Zircaloy and Inconel are in close contact, and during a LOCA they may react, relocate in liquid phase, block the coolant circuits and produce an additional temperature rising. Therefore, the Zry-4/Inconel system merits to be studied.

In a previous paper [3] a model (hereafter PM, previous model) was presented to calculate the liquid phase formation in the Zry-4/Inconel system, for as received and previously oxidized Zry. The main assumptions of the PM are that the liquid phase is formed due to the diffusion of the main components of each alloy (Zr and Ni) through the eutectic liquid, that both elements diffuse independently, that convection does not take place and that diffusion in the solid state is negligible. To determine the diffusion coefficients of the major components in the liquid zone it is necessary to know the concentration of both elements at the solid/liquid interface boundaries as a function of temperature and the thickness of the liquid layer as a function of time and temperature. In [3], for the as received Zry/Inconel interaction, the growth rate of the liquid phase was taken from experiment, and the concentrations were taken from the Zr/Ni equilibrium diagram; the resulting diffusion coefficients were according to those corresponding to metal self diffusion in liquid phase.

The PM can reproduce the experimental kinetics, but as the interpahse boundaries concentrations were taken from the phase equilibrium diagram, only two unknowns remain, Ni and Zr diffusion coefficients, for that reason two Stefan equations were necessary to find a solution. To establish the mass balance, the four Stefan equation, two for Ni and two for Zr, should be resolved together.

In this work we consider all the Stefan equations at the solid/liquid interfaces. The required kinetic data are taken from experimental determinations [1]. With these values, the equilibrium concentrations at the solid-liquid interfaces and the interdiffusion coefficient values in the melt, for each temperature, are calculated.

Under normal reactor operation conditions, due to the interaction with the cooling water, a thin oxide layer is formed on the Zry-4 surface. At temperatures higher than 1000°C the oxidation reaction is quite fast. The experimental evidence [1] indicates that the presence of the oxide layer delays the start of the interaction between Zry-4 and Inconel but does not avoid the formation of the liquid phase. The interaction between both metals starts, although at a slower rate, after an initial delay or incubation period, during which the oxide layer dissolves. To study the influence of the oxide, experiments with ZrO_2 layers of different thicknesses were performed. The model presented in this paper is also applied to simulate the liquid formation kinetics with preoxidized Zry-4, despite it was not designed for a so complicated system. Therefore, only one code enables us to describe, by means of different parameters, the as received and the pre oxidized interactions. The delay time for the begining of the reaction was calculated in a previous

paper [3], and these results are still valid.

The present work belongs to a research program concerned in the development of calculation codes, based on diffusion models, designed to describe the interactions of the different core materials with each other and with the cooling medium, during high temperature transients like those occurring in accidental conditions. The application of diffusion models to materials interactions during high temperature transients, was discussed in a previous work [4].

2. Experimental data

Annealing experiments were performed by Hofmann and Markiewicz [1] under flowing argon, with Zry-4 crucibles in which short cylindrical rods of Inconel 718 (54% Ni, 18% Cr, 18% Fe, 2.9% Mo), were pressed and gas-tight closed by a conical Zry-4 plug. Oxide layers 20, 45 y 100 µm thick were previously grown on the inner surface of some crucibles. The annealing temperatures ranged from 1000 to 1200°C for the Zry-4 without oxide, from 1100 to 1300°C, with 20 and 45µm initial oxide layer, and from 1200 to 1400°C for samples with 100µm oxide layer. The maximum annealing time was 2.5 hours. After the anneals, the samples were cut and polished.

The parabolic rate constant, when an initial oxide layer is present, is defined as $K=x^2/(t-t_0)$ where x is the reaction thickness and t_0 is the incubation time necessary to start the interaction [3]. To determine the reaction kinetics, the displacement of the Zry-4/liquid and liquid/Inconel interfaces was measured. The kinetics proved to be always parabolic, indicating a diffusion controlled process. The parabolic rate constants obtained, measured in cm^2/s, were

0µ oxide: $K^{Zircaloy} = 46364 \exp(-252312/RT)$ 1273 K< T <1473 K

$K^{Inconel} = 166127 \exp(-288100/RT)$

20µ oxide: $K^{Zircaloy} = 44792 \exp(-255162/RT)$ 1373 K< T <1573 K

$K^{Inconel} = 1.377\ 10^{13} \exp(-504679/RT)$

45µ oxide: $K^{Zircaloy} = 4.321\ 10^{9} \exp(-407522/RT)$ 1323 K< T <1573 K

$K^{Inconel} = 3.489\ 10^{19} \exp(-693692/RT)$

100µ oxide: $K^{Zircaloy} = 9.512 \exp(-172165/RT)$ 1473 K< T <1673 K

$K^{Inconel} = 8941 \exp(-253057/RT)$

where and hereafter R=8.314 J/mol K, the temperature T is measured in K and the activation energies in J/mol.

The thickness of the reaction zone between as-received Zry-4 and Inconel as a function of time is shown in figure 1, from data measured in [1].

3. The interaction model

A model has been developed to describe the solid/solid interaction without oxide layer. The experimental results for preoxidized Zry will be interpreted with the same model.

3.1. As received Zry/Inconel interaction model

Zircaloy-4 and Inconel are considered to be in good solid contact at t=0 and x=0, with the x axis perpendicular to the contact surface. Although all the experiments are performed in cylindrical geometry, as a first approach we can approximate the interaction surface by a plane.

Figure 2 represents the system after some time of interaction at $T \geq 1000°C$. Inconel is molten up to $-x_1$ and Zircaloy up to x_2. These two distances are experimentally determined as functions of time for each examined temperature. The liquid formed by the interaction process is placed between $-x_1$ and x_2. On the average this phase has the composition that corresponds to the involved volumes x_1S and x_2S, where S is the contact surface.

As a first approximation we also assume that the total solid volume $(x_1+x_2)S$ coincides with the volume of the liquid formed as a result of the interaction. It is further assumed that no convection or liquid movement takes place and that the only movement is related with diffusion of the major components in the eutectic melt. Ni is transported by diffusion from Inconel to Zry and Zr from Zry to Inconel. Both diffusion processes are considered as completely independent each other. The second Fick's law can be applied for Ni and Zr:

$$\frac{\partial C^{Zr}}{\partial t} = D^{Zr} \frac{\partial^2 C^{Zr}}{\partial x^2} \quad , \quad \frac{\partial C^{Ni}}{\partial t} = D^{Ni} \frac{\partial^2 C^{Ni}}{\partial x^2} \qquad (1)$$

Zr and Ni diffusion in solid Inconel and Zry are neglected because, on the one hand, this would introduce in the model certain boundary concentrations and diffusion coefficients that are not well known, specially if we consider that diffusion is taking place in the multicomponents alloys Inconel and Zry. Moreover, the number of solid phases is influenced by diffusion of the other components present in the melt, and the experimental work [1,2] only reports the liquid phase kinetics. On the other hand, we consider that although the Ni diffusion coefficient in Zr is high, in β phase [5], the Ni solubility in β-Zr is very low, about 2 wt% at temperatures between 1000 to 1400°C [6]. On this basis we neglect Ni flux in solid Zry-4 in comparison with the Ni flux in liquid phase. Also, Zr flux in Inconel is neglected because Zr is not a fast diffusor in Ni (or Inconel) and its solubility is also very low, about 2 wt% in the temperature range studied [6].

The model also considers that in order to produce the liquefaction of a thickness Δx_2 of Zry it is necessary that a certain quantity of Ni, $\Delta x_2 C^{Ni}_2$, be transported by diffusion from Inconel to Zry in the time step Δt. If C^{Ni}_1 and C^{Ni}_2 are, respectively, the maximum and minimum concentrations of Ni in the melt (Figure 2), Stefan's conditions in x_1 and x_2 for Ni are then:

$$C_2^{Ni} \frac{dx_2}{dt} = \left[-D^{Ni} \frac{\partial C^{Ni}}{\partial x} \right]_{x=x_2} \qquad (2)$$

$$(C_0^{Ni} - C_1^{Ni}) \frac{dx_1}{dt} = [-D^{Ni} \frac{\partial C^{Ni}}{\partial x}]_{x=x_1} \qquad (3)$$

With the same hypothesis for Zr in the eutectic we can write:

$$-C_1^{Zr} \frac{dx_1}{dt} = \left[-D^{Zr} \frac{\partial C^{Zr}}{\partial x}\right]_{x=x_1} \qquad (4)$$

$$(C_0^{Zr} - C_2^{Zr}) \frac{dx_2}{dt} = [D^{Zr} \frac{\partial C^{Zr}}{\partial x}]_{x=x_2} \qquad (5)$$

From the experimental results we obtain the expressions:

$$x_1 = \sqrt{K_{Exp.}^{Inconel} t} \quad , \quad x_2 = \sqrt{K_{Exp.}^{Zircaloy} t}$$

from where:

$$a = \frac{x_1}{x_2} \qquad (7)$$

with:

$$a = \sqrt{\frac{K_{Exp.}^{Inconel}}{K_{Exp.}^{Zircaloy}}} \qquad (8)$$

The solutions of eqs.(1) are:

$$C^{Zr} = A + B\,erf\left(\frac{x}{2\sqrt{D^{Zr} t}}\right) \quad , \quad C^{Ni} = A' + B'\,erf\left(\frac{x}{2\sqrt{D^{Ni} t}}\right) \qquad (9)$$

with the boundary conditions:

$$C^{Zr} = C_1^{Zr} \quad and \quad C^{Ni} = C_1^{Ni} \quad at \quad x = x_1$$

$$C^{Zr} = C_2^{Zr} \quad and \quad C^{Ni} = C_2^{Ni} \quad at \quad x = x_2$$

In order that the solutions (9) be valid for every time t, we define:

$$Y_1 = \frac{x_1}{2\sqrt{D^{Zr} t}} \quad , \quad Y_2 = \frac{x_2}{2\sqrt{D^{Zr} t}} \qquad (12)$$

where γ_1 and γ_2 are positive constants. From eq.(7) we have:

$$Y_1 = a\ Y_2$$

The concentration of Zr in the melt is then:

$$C^{Zr} = C_1^{Zr} + \frac{C_2^{Zr} - C_1^{Zr}}{erf(Y_1) + erf(Y_2)} \left[erf(Y_1) + erf\left(\frac{x}{2\sqrt{D^{Zr} t}} \right) \right] \qquad (14)$$

and that of Ni is:

$$C^{Ni} = C_1^{Ni} - \frac{C_1^{Ni} - C_2^{Ni}}{erf(Y_1\phi) + erf(Y_2\phi)} \left[erf(Y_1\phi) + erf\left(\frac{x}{2\sqrt{D^{Ni} t}} \right) \right] \qquad (15)$$

where:

$$\phi = \sqrt{\frac{D^{Zr}}{D^{Ni}}} \qquad (16)$$

Substituting the values of $\partial C^{Zr}/\partial x$ and $\partial C^{Ni}/\partial x$, calculated from (14) and (15), and dx_1/dt, dx_2/dt from (12) in (2) to (5), we obtain:

$$\frac{C_2^{Zr} - C_1^{Zr}}{C_1^{Zr}} = (erf(Y_1) + erf(Y_2)) \sqrt{\pi}\, Y_1\, e^{Y_1^2} \qquad (17)$$

$$\frac{C_2^{Zr} - C_1^{Zr}}{C_0^{Zr} - C_2^{Zr}} = (erf(Y_1) + erf(Y_2)) \sqrt{\pi}\, Y_2\, e^{Y_2^2} \qquad (18)$$

$$\frac{C_1^{Ni} - C_2^{Ni}}{C_2^{Ni}} = (erf(Y_1\phi) + erf(Y_2\phi)) \sqrt{\pi}\, Y_2\phi\, e^{(Y_2\phi)^2} \qquad (19)$$

$$\frac{C_1^{Ni} - C_2^{Ni}}{C_0^{Ni} - C_1^{Ni}} = (erf(Y_1\phi) + erf(Y_2\phi)) \sqrt{\pi}\, Y_1\phi\, e^{(Y_1\phi)^2} \qquad (20)$$

This equations can be put in terms of weight fractions. The concentrations C, are related with the weight fractions w by the liquid density δ^L:

$$C = w\, \delta^L$$

The mean liquid density can be calculated from the measured values of melted Zry-4 and Inconel, and their respective densities ($\delta^{Inconel} = 8.2$ g/cm^3, $\delta^{Zry} = 6.5$ g/cm^3) assuming that the volume change between solid and liquid can be neglected:

$$\delta^L = \frac{x_1 \delta^{Inconel} + x_2 \delta^{Zry}}{x_1 + x_2} = \frac{a \delta^{Inconel} + \delta^{Zry}}{a + 1} \qquad (22)$$

Besides, one can express the Fe weight fraction in terms of the Zr ones. Naming the weight fraction of elements different from Ni in the Inconel as w^{rest}, and supposing that the Zry-4 is only Zr, one can write:

$$w^{Zr} + w^{Ni} + w^{rest} = 1$$

Naming $M = w^{rest} / w^{Ni} = 0.46/0.54$ is:

$$w^{Zr} = 1 - w^{Ni}(1 + M) \qquad w^{Ni} = \frac{1 - w^{Zr}}{1 + M} \qquad (24)$$

In these equations we assume that the M value in the liquid remains unchanged, this means that the ratio between Ni and their alloying elements in the Inconel, in the liquid, is the same than in the solid.

In terms of weight fractions, taking into account equations (21) to (24) and (13), equations (17) to (21) becomes a system of 4 trascendental equations with 4 unknowns, γ_2, ϕ, w_1^{Zr} y w_2^{Zr}:

$$\frac{w_2^{Zr} - w_1^{Zr}}{1 - w_2^{Zr}} = (erf(a\gamma_2\phi) + erf(\gamma_2\phi))\sqrt{\pi}\gamma_2\phi e^{(\gamma_2\phi)^2} \qquad (25)$$

$$\frac{w_2^{Zr} - w_1^{Zr}}{\frac{8.2(1+M)\,0.54}{\delta^L} - (1 - w_1^{Zr})} = (erf(a\gamma_2\phi) + erf(\gamma_2\phi))\sqrt{\pi}a\gamma_2\phi e^{(a\gamma_2\phi)^2} \qquad (26)$$

$$\frac{w_2^{Zr} - w_1^{Zr}}{w_1^{Zr}} = (erf(a\gamma_2) + erf(\gamma_2))\sqrt{\pi}a\gamma_2 e^{(a\gamma_2)^2} \qquad (27)$$

$$\frac{w_2^{Zr} - w_1^{Zr}}{\frac{6.5}{\delta^L} - w_2^{Zr}} = (erf(a\gamma_2) + erf(\gamma_2))\sqrt{\pi}\gamma_2 e^{\gamma_2^2} \qquad (28)$$

These equations were solved to obtain the values for the weight fractions of Zr in the liquid side of the Zry-4/liquid and Inconel/liquid interfaces and the diffusion coefficients of Zr and Ni in the melt.

Considering the interdiffusion of two liquids in a close vessel, with no volume change on mixing (condition fulfilled in dilute solutions), it can be shown [7] that both diffusion coefficients should have the same value. Such a system may be described in terms of a single

interdiffusion coefficient.

3.2 Preoxidized Zry-4/Inconel interaction

To obtain the interface concentrations and the diffusion coefficients in the liquid, the same calculation described in section 3.1 is followed, but with the corresponding parabolic rate constants given in section 2.

3.3 Flux calculation

In this model Ni and Zr diffusion in solid phase are not taken into account. In order to verify this hypothesis we calculate Ni flux in liquid phase and we estimate Ni flux in solid phase, in both cases through a surface at x_2, and we compare this values. The calculation is done only for Ni because it is a fast diffusor in Zr so, in some cases, Ni flux in Zry may be of the same order of magnitude of Ni flux in liquid phase.

By means of Fick's law is:

$$J_{liquid} = -D^{Ni} \frac{\partial C^{Ni}}{\partial x} \qquad (29)$$

Taking C^{Ni} from ecuation (15) is:

$$J_{liquid} = \sqrt{D^{Ni}} \frac{C_1^{Ni} - C_2^{Ni}}{(erf(a\gamma_2\phi) + erf(\gamma_2\phi))} \frac{e^{-(\gamma_2\phi)^2}}{\sqrt{\pi t}} \qquad (30)$$

Ni flux in solid Zry can be estimated assuming that its distribution is well described by an error function. Fick's law for the Ni flux on the solid side gives:

$$J_{solid} = \sqrt{D_{sol}^{Ni}}\, C_s^{Ni} \frac{1}{\sqrt{\pi t}} \qquad (31)$$

where D^{Ni}_{sol} is the Ni diffusion coefficient in solid β-Zry and C^{Ni}_s is the maximum Ni weight solubility in Zry. D^{Ni}_{sol} is approximated by the Ni diffusion coefficient in β-Zr measured by Azar [5]:

$$D^{Ni}_{sol} \approx D^{Ni}_{Zr\text{-}\beta} = 2.8\ 10^{-2} \exp(-121000/RT)\ (cm^2/s)$$

C^{Ni}_s is taken from the Zr-Ni phase equilibrium diagram. In the temperature range from 1000°C to 1400°C, $C^{Ni}_s \approx 2$ wt%.

From equations (30) and (31) we calculate the flux ratio:

$$\frac{J_{solid}}{J_{liquid}} = \sqrt{\frac{D_{sol}^{Ni}}{D^{Ni}}} \frac{(erf(a\gamma_2\phi) + erf(\gamma_2\phi))\, C_s^{Ni}}{(C_1^{Ni} - C_2^{Ni})\, e^{-(\gamma_2\phi)^2}} \qquad (32)$$

4. Results and discussion

With equations (25) to (28) we determine the equilibrium volume fraction of Zry-4 (or Zr) at the solid-liquid interfaces at each temperature, and from the experimental work, we calculate the mean weight fraction of Zr in the melt, w_L^{Zr}:

$$w_L^{Zr} = w_L^{Zry} = \frac{\rho^{Zry}}{a\,\rho^{Inconel} + \rho^{Zry}} \qquad (33)$$

Comparing these values, in all cases we find $w_1^{Zr} < w_L^{Zr} < w_2^{Zr}$ as expected. Table 1 shows the Zr weigth fractions, the ϕ, and γ_2, values and the liquid density calculated for all the experimental conditions.

From equations (6) and (12) and the γ_2 values, we obtain the Zr diffusion coefficient values in the liquid:

$$\sqrt{D^{Zr}} = \frac{\sqrt{K^{Zry}}}{2\gamma_2} \qquad (34)$$

and taking into account equation (16) we calculate the Ni diffusion coefficient in the melt:

$$\sqrt{D^{Ni}} = \frac{\sqrt{D^{Zr}}}{\phi} \qquad (35)$$

Table 1 shows that in all cases the ϕ values are very close to 0.88. In liquid diffusion problems, if there is no volume change during the melt, the process can be described in term of a unique interdiffusion coefficient, this mean that ϕ=1. In this case, as we can see from Table 1, the liquid density varies only 8.7%, so we neglect this variations and we define an interdiffusion coefficient by means of a regression between all the calculated values of D^{Zr} and D^{Ni} in the liquid phase. The result of the regression, in cm^2/s, are:

0μ oxide: $D_0 = 385585 \exp(-253643/RT)$ 1273 K< T <1473 K

20μ oxide: $D_{20} = 158.30 \exp(-170538/RT)$ 1373 K< T <1573 K

45μ oxide: $D_{45} = 34.165 \exp(-154607/RT)$ 1373 K< T <1573 K

100μ oxide: $D_{100} = 44.609 \exp(-171670/RT)$ 1473 K< T <1673 K

The correlation coefficient is, in all cases greater than 95%.

Figure 3 shows the values of the calculated effective diffusion coefficients in the melt for different initial oxide layers. The order of magnitude of diffusion coefficients in liquid metals is between 10^{-5} and 10^{-3}. At low temperatures the calculated values are smaller than the expected ones, and at high temperatures they are as high as expected.

Gjostein [8] proposes for the activation energy for selfdiffusion of liquid metals in cal/mol, the value 9 $T_{melting}$(K). As $T_{melting}$(Ni)=1728K, the activation energy will be

Q=65070Joule/mol. For Zr we have $T_{melting}(Zr)$=2125K, and Q=80819Joule/mol. The calculated values are twice the expected ones for preoxidized cases, and three times for the as cast experiments. So, we think that there is another mechanism (different than diffusion) that contributes to mass transport. We understand that it will be associated with free convection, due to temperature and density gradients in the liquid, and with forced convection due to grains on the solid surface that fall into the liquid by means of the melting of the grain boundaries.

As it can be seen from the experimental work, the disolution of the oxide layer produces oxygen that stabilizes α-Zry phase. This phase presents very low Ni solubulity. Besides, Ni diffusivity in α-Zry is one order of magnitude less than in α-Zr. We know that Ni diffuses, mainly along the α grain boundaries until it reaches the β phase, producing liquid phase in the α-grain boundary as well as in the β phase. It is also important to take into account that at 1205°C zirconium oxide has a phase transformation [9], that changes its diffusion properties. This fact is associated with the derivatives change of the experimental kinetics curves at 1200°C.

The liquid formation process is in fact complicated. To take into account the different phenomena involved, we need the experimental kinetic data of the α-Zry (oxygen stabilised) formation and their evolution in a multi-component system (Zr, Ni, Fe, Cr, Mo, O and minor alloying elements), and the Ni diffusion properties in all the phases that appear.

In this model we need only the liquid phase formation kinetics as data, and it is not necessary to take the solid-liquid interfaces concentration values from the phase equilibrium diagram as in [3], because these values are calculated together with the interdiffusion coefficients. Besides, in [3], the frequency factor and the activation energy of D^{Zr} and D^{Ni} show a maximum for 45 μm of initial oxide layer. This behavior has no explanation. In this model it can be seen that all the pre-oxidized cases have similar activation energies and frequency factors and with no initial oxide layer both values are greater than in the pre-oxidized cases (Figure 4).

On the Zr richest side (W_2^{Zr}), it can see that as temperature increases, W_2^{Zr} diminishes, and this is an unexpected result. To explain this, as we said before, we deal with a multi-component system and only the main elements of each alloy are considered. If the n-component phase equilibrium diagram is calculated, taking into account all the elements in both alloys, the greater temperature values the greater concentration ones. But two new equations are necessary to calculate the concentration for each element, and to find the solution for a system for 5 o 6 elements a lot of calculations are necessary, with no further improvement for a engineering calculation code. For these reasons the calculated concentration values should be considered as effective concentration values.

In order to verify the hypothesis by which the Ni flux in solid Zry was neglected, the equation (32) values are calculated for each experiment. The obtained results are in Table 2. In all cases it can be seen that J_{solid}/J_{liquid} is less equal than 8%, so the approximation is justified.

5. Model Verification

The purpose of the present work is to give the diffusion coefficients and the solid-liquid interfaces concentrations for Zr and Ni in the Zircaloy-Inconel system. With these values and the model equations, the experimental kinetics can be reproduced. As a verification we recalculate the experimental kinetics.

Assuming the condition $D^{Zr} = D^{Ni} = D$ ($\phi = 1$), and taking γ_2 values from Table 1, with equations (6) and (12) we calculate the liquid formation kinetics on the Zircaloy side, for each pre-oxidation condition, $K^{zircaloy} = 4\, D\, \gamma_2^2$.

To obtain $K^{Inconel}$, with the results of Table I and the condition $D^{Zr} = D^{Ni} = D$, we calculate the value of $a = \sqrt{(K^{Inconel}/K^{zircaloy})}$, from equations (25) to (28). With a, and the values of $K^{zircaloy}$ previously obtained, we calculate $K^{Inconel} = a^2 K^{zircaloy}$ for each experiment, and finally we take the mean $K^{Inconel}$ value of the four model equations for each experimental condition.

Figure 5 shows the experimental parabolic rate constants and the verification values. There is a good agreement between the experimental and the calculated values.

6. Conclusions

The eutectic interaction between both as received and oxidized Zry-4 and Inconel 718 at high temperatures (1000 to 1400°C) is described by a diffusion model that only takes into account the displacement of the major components of each alloy (Zr and Ni respectively) through the liquid layer. In the present paper, the instantaneous positions of the Zry-4/liquid and Inconel/liquid interfaces, taken from reported experimental work, are input data.
This model is an improvement of a previous one in which the interfaces concentrations were taken from the Ni-Fe phase equilibria diagram. This approximation can not verify the mass conservation for both elements on the solid/liquid interfaces. In this work we consider the equilibrium in both solid/liquid interfaces for Fe and Ni and the interfaces concentrations are calculated. We obtain also the effective interdiffusion coefficient in the liquid, representing the as-received Zry-4/Inconel and the preoxidized Zry-4/Inconel interactions, for initial oxide layers of 20 45 and 100 μm are obtained.

The solid-liquid effective interfaces concentration values calculated together with the effective interdiffusion coefficients, can be used as data in an engineering code to predict the Zry-4/Inconel 718 interaction behavior in the core reactor, after a severe accident condition.

Acknowledgements

The authors thank Dr. R. Piotrkowski, Lic. E. Moyano and Dr. A. Denis for very helpful discussions.

7.References

1 - Hofmann, P., Markiewicz, M. 1990 Chemical Interaction between Inconel Spacer Grids and Zircaloy Fuel Rod Cladding Beyond 1000°C, KfK Report 4729.

2 - Hofmann, P., Markiewicz, M. 1993 Chemical Interaction between as-received and pre-oxidized Zry-4 and sainless steel at high temperatures, KfK Report 5106.

3 - García, E.A., Hofmann, P., Denis, A. 1992 Kinetics of liquid phase formation due to solid/solid chemical interactions and its modelling; application to the Zircaloy/Inconel system, Journal of Nuclear Materials, 189 20-33.

4 - Piotrkowski, R., Denis, A., Kovacs, J., García, E.A. 1993 Materials interaction during high temperature transients. Discussion about the use of kinetic rate constants in Zircaloy oxidation, Journal of Nuclear Materials, 202 252-265.

5 - Azar, J.L. 1995 Difusión de Ni en Zr y en aleaciones de Zr-Nb. Master degree thesis Universidad de San Martín.

6 - Nash, P., Jayanth, 1984 The Ni-Zr system, Bulletin of Alloy Phase Diagrams, Vol.5, N°2, 144-148.

7 - Crank, .J, 1975 The mathematics of diffusion, Clarendon Press, Oxford, 203-205.

8 - Gjostein, N.A., 1973 Short circuit diffusion en Diffusion ASM.

9 - Abriata, J.P., Garcés, J., Versaci, R., 1986 The O-Zr system, Bulletin of Alloys Phase Diagrams, 7, N°2 116-124.

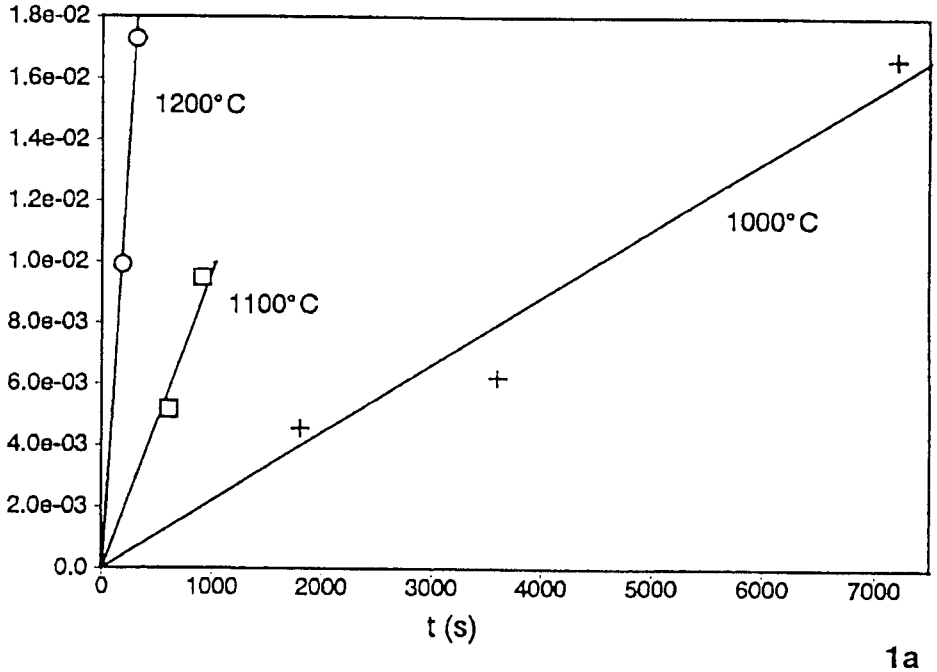
Table 1
Solution of the system of equations (25) to (28)

E μm	Temp °C	w_1 Zr	w_2 Zr	γ_2	ϕ	δ^L g/cm^3	w_L^{Zr}
0	1000	0.6830	0.7055	0.1873	0.8883	6.940	0.6943
	1100	0.6510	0.6840	0.2150	0.8875	6.981	0.6676
	1200	0.6300	0.6570	0.1844	0.8881	7.019	0.6435
20	1100	0.7023	0.7297	0.2180	0.8878	6.907	0.7161
	1200	0.4999	0.5909	0.2861	0.8833	7.176	0.5456
	1300	0.2745	0.4994	0.3523	0.8710	7.448	0.3859
45	1100	0.6867	0.7332	0.2829	0.8859	6.915	0.7102
	1200	0.4828	0.5398	0.2092	0.8861	7.233	0.5113
	1300	0.1934	0.4784	0.3690	0.8631	7.544	0.3324
100	1200	0.2782	0.5488	0.4160	0.8663	7.401	0.4128
	1300	0.2406	0.4890	0.3585	0.8682	7.489	0.3630
	1400	0.1762	0.4754	0.3731	0.8609	7.564	0.3214

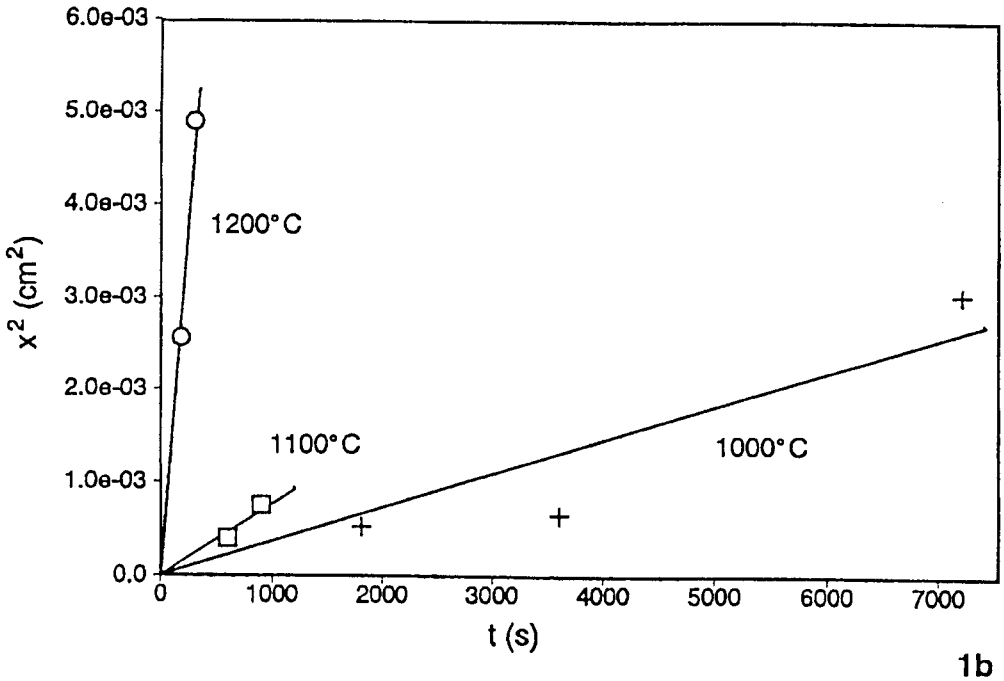
Table 2
Solid liquid flux ratios

Oxide thickness, μm	Temperature, °C	J_{solid}/J_{liquid}
0	1000	0.038
	1100	0.022
	1200	0.013
20	1100	0.031
	1200	0.010
	1300	0.004
45	1100	0.080
	1200	0.014
	1300	0.040
100	1200	0.017
	1300	0.012
	1400	0.009

Figure 1
Thickness of the reaction zone for the as received Zry-4/Inconel interaction, after [1] . a) In Zry-4. b) In Inconel.



1a



1b

Figure 2

Scheme of the Zr and Ni concentration profiles for t>0. Δx_1 and Δx_2 are the stainless steel and Zry-4 dissolved thicknesses in the next time step Δt.

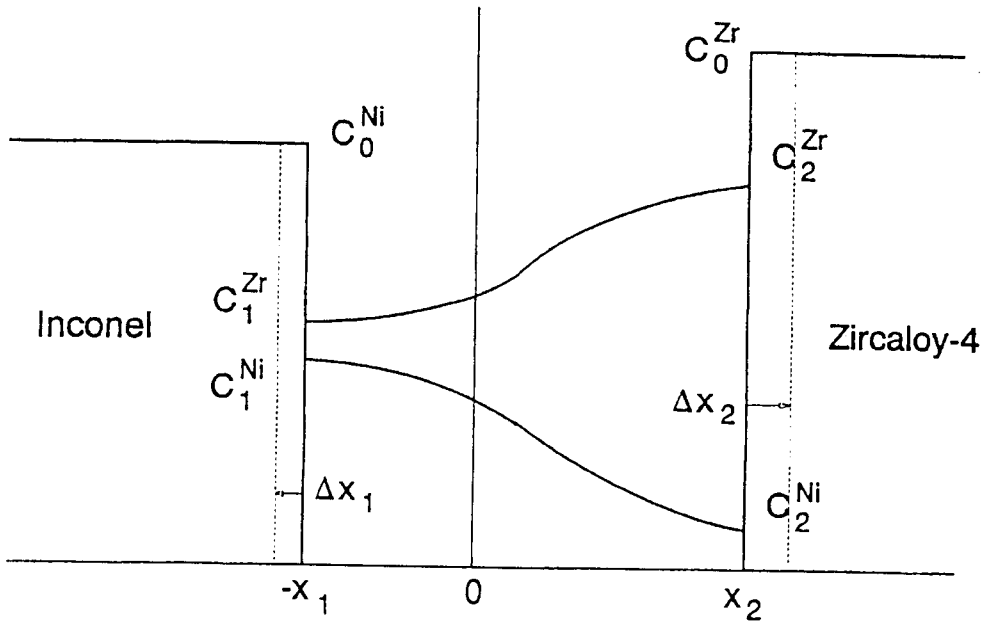


Figure 3

Diffusion coefficients, for initial oxide layers of 0, 20, 45 and 100 μm.

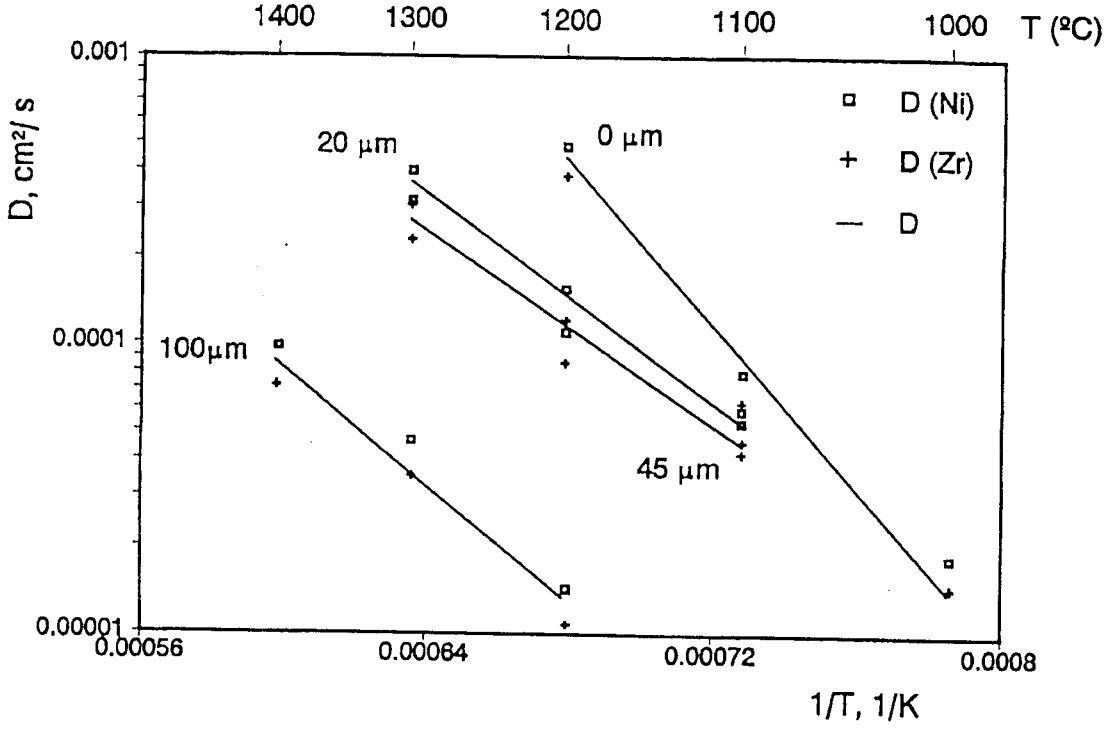


Figure 4
Frequency factor and activation energy of the diffusion coefficients,
for initial oxide layers of 0, 20, 45 and 100 μm.

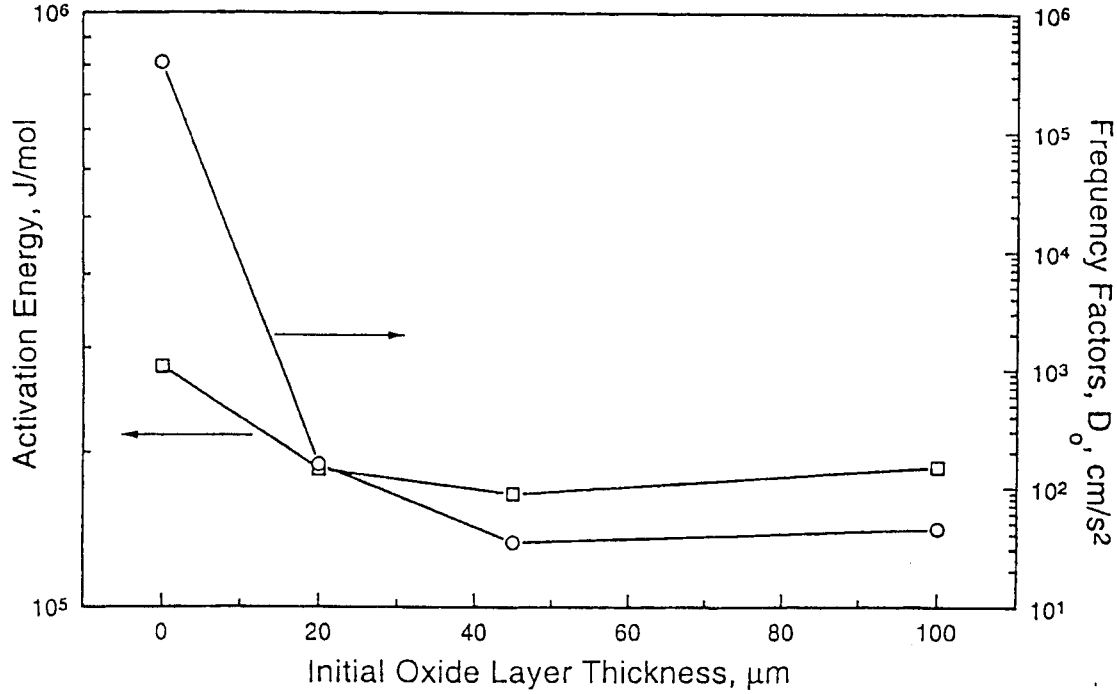
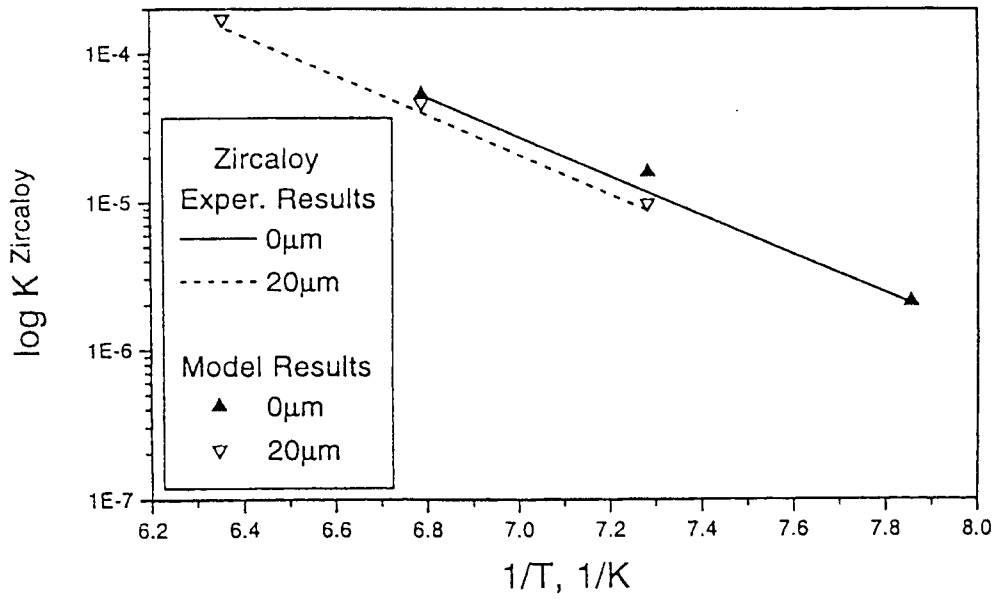
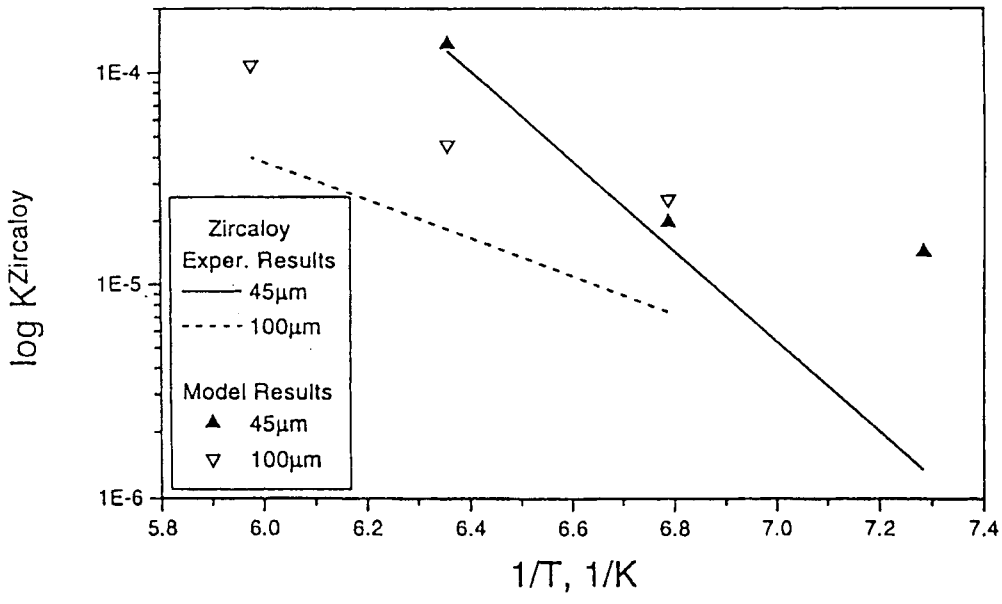


Figure 5

Verification results.
a) Zircaloy side, for initial oxide layers of 0, 20 μm,
b) Zircaloy side, for initial oxide layers of 45, 100 μm.



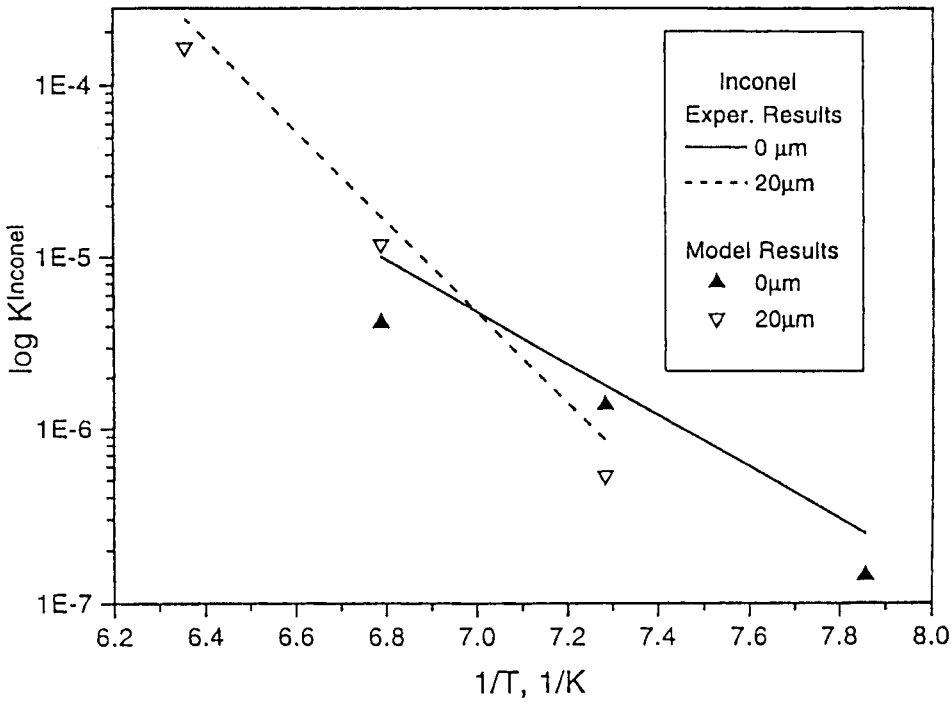
5a



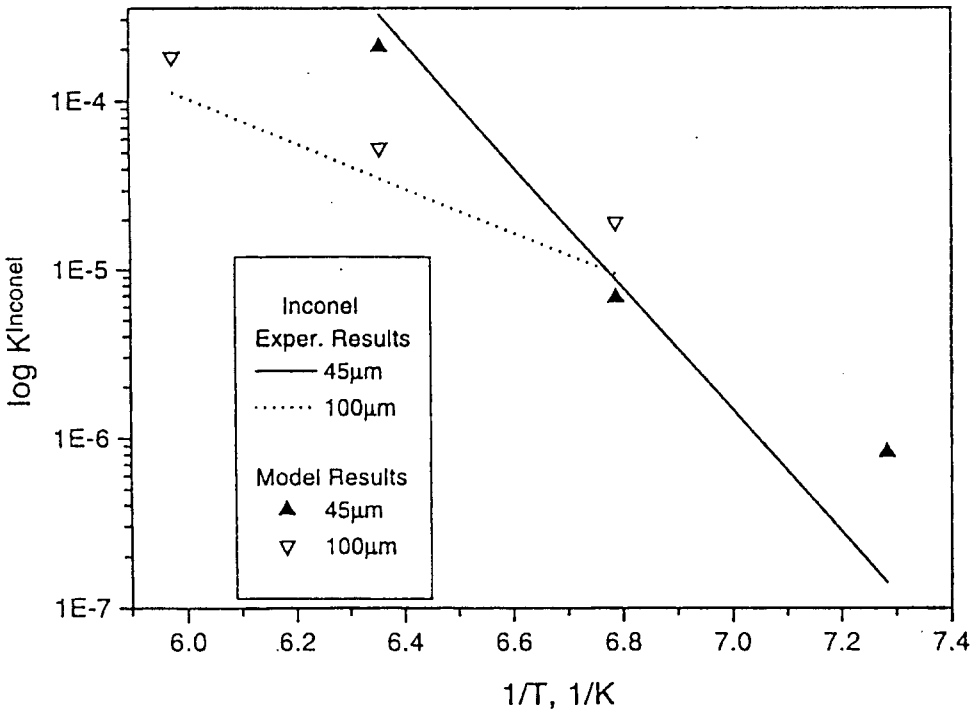
5b

Figure 5 (continue)

c) Inconel side, for initial oxide layers of 0, 20 μm,
d) Inconel side, for initial oxide layers of 45, 100 μm.



5c



5d

Modelado por elementos finitos de situaciones de incendio en contenedores para el transporte de UF6

Basombrío, F.G.

Publicado como PI-12/96 del Ente Nacional Regulador Nuclear

MODELADO POR ELEMENTOS FINITOS DE SITUACIONES DE INCENDIO EN CONTENEDORES PARA EL TRANSPORTE DE UF6

Fernando G. Basombrío[1]
Sector Modelística, Departamento de Apoyo Científico y Técnico, ENREN
Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires

RESUMEN

En este informe se describen los resultados de diversas corridas hechas con el código FASES2, a efectos de simular parcialmente distintas situaciones de incendio causadas por eventuales accidentes en el transporte de contenedores de hexafluoruro de uranio (UF6). Dichas situaciones han sido inspiradas en casos tomados de la literatura, los que conciernen tanto al modelado numérico como a experimentos. El principal objetivo perseguido es consignar los aspectos más relevantes de tales corridas, a efectos de su posible comparación con predicciones hechas con modelos más simples, del tipo parámetros concentrados. De esta forma, será posible calibrar dichos modelos simples con los resultados obtenidos mediante un modelo de detalle.

ABSTRACT

In this report we describe some runs made with the code FASES2. They concern different situations associated to fires originated by accidents in the transport of containers filled with UF6. Such situations have been inspired in cases taken from the current literature, and related to numerical modelling or experiments. We aim to consignate the most relevant aspects of such runs, with the future purpose of comparing them with the predictions made with simpler lumped models. In such a way, it will be possible to calibrate the simple models with the results coming from detailed models.

1 Miembro permanente de la Comisión Nacional de Energía Atómica, Centro Atómico Bariloche

1- Generalidades

Los resultados que aquí se describen han sido obtenidos con el programa FASES2, generalización al caso de materiales heterogéneos del programa precedente, FASES. Por todo detalle relativo a ambos códigos, deben ser consultadas las referencias [1] y [2]. Dichos resultados se condensan a través de cuatro ejemplos, inspirados en casos escogidos en la literatura y que se refieren tanto al modelado numérico del problema como a situaciones experimentales. El principal objetivo es suministrar ejemplos suficientemente documentados, de modo tal que resulten útiles como base para contrastar y/o calibrar modelos más simples y expeditivos como los de parámetros concentrados. Los fenómenos físicos que tienen lugar a causa de un incendio que envuelve a un contenedor de hexafluoruro de uranio son bastante complejos. La física que maneja el programa FASES2 se refiere sólo a una parte limitada de los mismos: los aspectos térmicos del problema de dos fases (sólido-líquido), o de Stefan. No nos proponemos aquí encarar un modelado sofisticado y más realista de dicha situación de incendio.

2- Descripción de experimentos numéricos

El recipiente contenedor de UF6 (el real, según especificaciones de la IAEA, o bien el utilizado a efectos experimentales) es de forma cilíndrica, de altura igual a unas tres o cuatro veces su diámetro. Está construido con acero. La disposición del cilindro es horizontal. Una razonable aproximación consiste en analizar la situación bidimensional que se da en el plano medio, perpendicular al eje del cilindro. De ser necesario, tal aproximación debería estar complementada con otro análisis del efecto de los extremos del cilindro. Aquí nos referiremos exclusivamente a la situación bidimensional. La misma está esquematizada in la Figura 1, donde se indica el nivel que alcanza el UF6 (variable con el tiempo). El volumen encerrado entre dicho nivel y la parte superior de la superficie interna del cilindro contenedor, se encuentra lleno por una mezcla de gases de UF6 y aire.

En la superficie externa del cilindro se imponen condiciones de contorno de radiación (incendio), conforme a la ley de Stefan-Boltzmann (ver [1]). Como el problema presenta simetría respecto de un plano vertical pasante por el eje del cilindro, sólo se resuelven las ecuaciones en el semi-cilindro derecho, con apropiadas condiciones de simetría en tal plano. Dicha región es discretizada por elementos finitos, como se muestra en la Figura 2 (correspondiente al Ejemplo 3). En ella se

observa la capa de elemetos de transición de propiedades materiales (acero-Uf6) y acero-gases), adosada a la superficie interior del cilindro (ver [2])

Debido a los distintos valores de las densidades del UF6 en sus fases sólida y líquida, al fundirse este material se produce un aumento del volumen ocupado, lo que hace que el nivel líquido crezca a expensas del volumen de gases. Tal efecto es tenido aproximadamente en cuenta por el código FASES2, a través de su rutina ANIVE. La misma, en base de la entalpía promedio del elemento, evalúa la variación relativa de volumen y luego la variación total. A consecuencia de esto, el nivel líquido asciende. Ni bien un nodo es invadido por el UF6 líquido, se le asigna una entalpía igual al calor latente de fusión y una temperatura igual a la de fusión. El programa no considera el hundimiento del núcleo sólido originado por su mayor densidad. La relativa importancia del efecto no parece justificarlo.

Las unidades adoptadas en todo este informe son: watts, metros, segundos, grados centígrados, Joules y kilogramos-masa.

Ejemplo 1

Este ejemplo está tomado de la ref. [3]. La geometría es la del contenedor 48Y, que corresponde a las especificaciones de la IAEA. El radio interior es de 0.6095 m y el exterior de 0.6255 m. Los datos físicos usados en la corrida se resumen en la Tabla I.

TABLA I: Datos físicos del Ejemplo 1

Material	θ_f	c_s	c_l (c_g)	ρ_s	ρ_l (ρ_g)	k_s	k_l (k_g)	H
Acero	–	480.0	–	7850.0	–	43.0	–	–
UF6	64.0	500.0	558.0	4950.0	3300.0	0.9	290.7	$2.77 \cdot 10^8$
Gases	–	–	(409.54)	–	(13.88)	–	(3.892)	–

Aquí, θ_f es la *temperatura de fusión*, c la *capacidad calórica*, ρ la *densidad*, k la *conductividad térmica* y H el *calor específico de fusión*. Los subíndices s, l, g se refieren respectivamente a *sólido, líquido, gas*. Los datos fueron tomados de las referencias [3] y [4]. Siguiendo a Lewis *et al.* [4], hemos afectado a la conductividad k_l del UF6 de un factor 100, para tomar gruesamente en cuenta el efecto de la convección en el líquido, no contemplado en el programa.

Los datos para la condición de contorno de radiación en la superficie externa del cilindro [4] son:

TABLA II: Datos relacionados con la radiación

σ	$\underline{e}$	$\underline{a}$
$5.67 \cdot 10^{-8}$	0.8	0.8

donde σ designa a la *constante de Boltzmann*, y e, a se refieren respectivamente a la *emisividad y absorción* del acero. A efectos de la corrida, la temperatura del medio externo (incendio) aumenta linealmente con el tiempo hasta $t = 240\ seg$ partiendo de un valor de 20 C hasta llegar a 800 C (temperatura de incendio especificada por la IAEA), y luego se mantiene constante hasta $t = 2500\ seg$, tiempo para el cual se interrumpe el cálculo. Contenedor y contenido se encuentran inicialmente a 20 C.

Al comienzo, el nivel h_0 de UF6 medido desde el origen de coordenadas (centro del recipiente), es de 0.13 m. El paso de tiempo inicial es de 10 seg, pero el programa luego lo va variando conforme a las dificultades de convergencia encontradas, disminuyéndolo o aumentándolo. La red utilizada, UF6d, consta de 1191 elementos finitos trinodales y de 642 nodos.

En la Figura 3 se muestra la variación temporal de temperaturas que corresponderían a hipotéticas termocuplas ubicadas conforme a la Tabla III:

TABLA III: Coordenadas de los nodos donde se registran las temperaturas

Designación	$\underline{X}$	$\underline{Y}$
C	0.0	0.6255
D	0.0	−0.6255
E	0.4474	−0.2901
F	0.3767	−0.2551
G	0.0	0.0

Los puntos C y D corresponden a las intersecciones superior e inferior del plano vertical de simetría con la superficie exterior del recipiente, expuesta al incendio. Los tres restantes se encuentran dentro de la masa de UF6. Se observan crecimientos esencialmente monótonos con el tiempo para las cinco curvas, con la excepción de la parte final de la C. Las D, E, F presentan mesetas asociadas al paso del frente de fusión (ver [1]). La Figura 4 muestra la variación del nivel líquido en función del tiempo (linea llena), cotejada con algunos de los valores extraídos de la ref. 3 (círculos).

Estos resultados no son del todo comparables con los obtenidos en la ref. [3] ya que entre otras cosas, tal modelo utiliza un elemento de radiación en la zona de gases, mientras que el presente se basa en conducción. No obstante la correspondencia

cualitativa global es razonable, a excepción de las curvas D y E que en la referencia citada dejan de ser monótonas.

Ejemplo 2

Este ejemplo, inspirado en la ref. [4], es similar al precedente, con excepción del paso de tiempo ($\Delta t = 5$ *seg* en lugar de 10 *seg*), de la temperatura de incendio $\theta_m = 800$ C constante y sin rampa lineal al comienzo, de la temperatura inicial que ahora es de 38 C y del nivel de llenado inicial de 0.1037 m. Esto, con el propósito de adaptarse mejor a los datos usados en la ref. [4], objetivo del presente ejemplo. El modelo allí utilizado es más comparable al nuestro que el de la ref. [3], aunque contiene una mayor sofisticación: se usan parámetros térmicos dependientes de la temperatura, se considera el calor latente de vaporización, el hundimiento del núcleo sólido de UF6 y se realizan cálculos con refinamiento de malla.

Las variaciones de las temperaturas son similares a las anteriores (Fig. 3), y no merecen mayor comentario. En la Fig. 5 se muestran las isotermas para $t = 900$ *seg* La isoterma de 64 C (temperatura de fusión del UF6) encierra al núcleo sólido (su aspecto de linea quebrada, obedece a errores propios del método. Ver ref. [1]). El tamaño y la forma de dicho núcleo se compara bien con el obtenido en la ref. [4], Fig. 16. A efectos de lograr la fusión total del núcleo, el tiempo total de la corrida se prolongó hasta 2600 *seg*. Esto permite verificar el cálculo, ya que con las densidades para las fases sólida y líquida de UF6 es posible obtener el aumento correcto de volumen por fusión, y en consecuencia la altura exacta del nivel líquido, la que resultó ser de 0.4348 m. El calculado por el programa fue de 0.4200, acuerdo bastante razonable dados los errores inherentes al proceso aproximado de obtención del aumento de volumen en base a elementos finitos. La variación temporal es similar a la que se muestra en la Fig. 4. Hasta $t = 900$ *seg* coincide muy bien con la presentada en la Fig. 10 de la ref. [4], pero luego de ese tiempo el nivel calculado en dicha referencia aumenta fuertemente, y en notorio conflicto con el incremento total esperado a partir de la variación de densidades por cambio de fase.

Ejemplo 3

Ahora tomamos como base un experimento físico [5]. Las medidas geométricas del recipiente cilíndrico, son: radio interno 0.105 m y radio externo, 0.135 m. El nivel inicial de UF6 es de 0.02245 m y la temperatura inicial de contenedor y contenido, de 41 C. Los datos físicos se dan en la Tabla IV:

TABLA IV: Datos físicos del Ejemplo 3

Material	θ_f	c_s	c_l (c_g)	ρ_s	ρ_l (ρ_g)	k_s	k_l (k_g)	H
Acero	–	460.5	–	7850.0	–	43.0	–	–
UF6	64.0	500.0	545.0	4950.0	3600.0	1.2	50.0	$2.80 \cdot 10^8$
Gases	–	–	(400.0)	–	(16.0)	–	(3.586)	–

Como en el Ejemplo 1, la conductividad del UF6 líquido fue aumentada para tener gruesamente en cuenta el efecto de la convección. Más adelante se analiza la sensibilidad de los resultados a la variación de este parámetro "de ajuste". Para la radiación se usaron los mismos valores que en el primer ejemplo, salvo la emisividad que ahora se tomó igual a 0.6 ([5], Tabla 2). Los datos fueron esencialmente extraídos de la ref. [4].

En la Fig. 6 se muestra la curva de variación temporal de la temperatura del horno (curva B), y las que corresponden a las temperaturas de los puntos C, F, G cuyas coordenadas se dan en la Tabla V:

TABLA V: Coordenadas de los nodos donde se registran las temperaturas

Designación	X	Y
C	0.0	−0.135
D	0.0	−0.105
E	0.0	−0.102
F	0.0	−0.0943
G	0.0	0.0

El punto C está ubicado en la intersección inferior del plano vertical de simetría con la superficie externa del recipiente. El resto, dentro de la masa de UF6. Las temperaturas obtenidas son más bajas que las experimentales.

La Fig. 7 muestra la variación temporal del nivel líquido y la Fig. 8, las isotermas para el tiempo final de la corrida ($t = 7200$ *seg*).

La Tabla VI indica el efecto final originado al triplicar la conductividad térmica del UF6 líquido. Se observa la baja sensibilidad del modelo a tal variación, sobre todo en las temperaturas.

TABLA VI: Comparación de valores obtenidos para $t = 7200\ seg$, al triplicar la conductividad del UF6 líquido

$k_l\ (UF6)$	*NIVEL*	*C*	*D*	*E*	*F*	*G*
50.0	0.04319	64.54	64.30	64.27	64.19	63.13
150.0	0.04477	64.33	64.10	64.09	64.06	63.27

La corrida se realizó con la red UF6b-2 de 919 nodos y 1732 elementos triangulares trinodales, la que se muestra en la Fig. 2. Para analizar la dependencia del cálculo a la variación de la red, se repitió la corrida con la red UF6b-1, de 866 nodos y 1615 elementos. Los resultados de la comparación (a $t = 7200\ seg$) se resumen en la Tabla VII:

TABLA VII: Comparación de valores obtenidos para $t = 7200\ seg$, al variar la red de elementos finitos

RED	*NODOS*	*ELEM.*	*NIVEL*	*C*	*D*	*E*	*G*
$UF6b-2$	919	1732	0.04319	64.54	64.30	64.27	63.13
$UF6b-1$	866	1615	0.04798	64.60	64.34	64.31	63.71

El punto F no se compara por tener coordenadas distintas en cada red. Se ve que los valores son bastante coincidentes, salvo tal vez los del nivel líquido. Esto se debe a los errores propios de este cálculo aproximado, más sensibles al tipo de red (por ejemplo, el frente de fusión se acomoda a la malla. Ref. [1]).

Ejemplo 4

Este último ejemplo se inspira en una comparación de los resultados de un modelo numérico con el experimento TENERIFE 2, realizado en el Commissariat de l'Énergie Atomique (Grenoble) [6]. El recipiente contenedor es el 48Y, la temperatura inicial del dispositivo es de 36 C y el nivel inicial de UF6 de 0.2 m. La temperatura exterior de incendio aumenta linealmente con el tiempo desde 36 C hasta 800 C en 240 seg, se mantiene constante en ese valor hasta $t = 1080$ y luego desciende linealmente (enfriamiento) retomando el valor de 36 C a los 2220 seg (ver Fig. 9, curva B). El paso temporal inicial es de 5 seg y el tiempo máximo de la corrida, 2000 seg. La red utilizada es de nuevo la UF6d. Los datos restantes son los mismos del Ejemplo 3, a excepción de la conductividad k_s del UF6 sólido para la que se usó el valor 3.6.

En la Fig. 9 se muestran las variaciones temporales de la temperatura en los puntos de coordenadas:

TABLA VIII: Coordenadas de los nodos donde se registran las temperaturas

Designación	*X*	*Y*
C	0.0	0.6255
D	0.4883	0.3909
E	0.4220	0.2061
F	0.0	0.3615
G	0.0	−0.6075

Los puntos C y D se encuentran ubicados sobre la cara externa del recipiente. Los puntos E y G en la masa de UF6 y el F en la zona de gases. Corresponden a la localización de ciertas termocuplas en el experimento TEN2 ([6]. Figs. 19, 21, 24). Las curvas E y G presentan planicies asociadas al paso del frente de fusión (ver [1]). Las oscilaciones observadas en la curva F, pueden estar causadas por los efectos térmicos originados por el sumergimiento brusco de capas de nodos de la red en la zona de UF6 líquido, debido al aumento del nivel de este. La comparación de las temperaturas mostradas en la Fig. 9 con las que se publican en la ref. [6] no es del todo satisfactoria. Atribuimos las diferencias a que el modelo allí utilizado posee un grado de sofisticación bastante mayor que el presente. Indicio de ello es que con el programa FASES2 el Ejemplo 4 fue corrido en menos de 5 horas de CPU, mientras que en la ref. [6] fueron necesarias 90 horas. FASES2 ha sido bien validado [1-2] y da resultados enteramente congruentes y "físicos", pero excluye muchos otros fenómenos que son ajenos al problema propio de Stefan.

Las Figuras 10 y 11 se refieren respectivamente a las variaciones temporales del nivel de UF6 líquido y del volumen específico del gas. En ellas se incluyen los puntos obtenidos del modelado numérico efectuado en la ref. [6], Figs. 30 y 29. La correspondencia es bastante aceptable. Por último, en la Fig. 12 se muestra el mapa de isotermas para el final del cálculo (t=2000 seg).

Aquí también re realizó un análisis de la variación del parámetro k_l del UF6, entre 50 y 290.7. La misma fue menor que lo esperado.

REFERENCIAS

[1] Basombrío, F.G., FASES: Un programa para resolver el problema de Stefan, basado en elementos finitos. *Informe técnico CNEA-CAB 35/01/95.* Agosto de 1995.

[2] Basombrío, F.G., Resolución numérica del problema de Stefan para materiales heterogéneos. A aparecer como *Informe ENREN.* 1995

[3] Duret, B., Thermo-mechanical modelling of UF6 container in a fire. *Report STI/LASP 93 30 /BD.* Commisariat d'Énergie Atomique. Centre d'Etudes de Grenoble. Octubre de 1993.

[4] Lewis, R.W.; Zheng, Y. y Ghetin, D.T., An adaptive finite element model for the behaviour of uranium hexafluoride filled container in a fire. *Nucl. Engngn. and Des.*, Vol. 140 pgs. 229-250. 1993.

[5] Hasegawa, M.; Tanaka, T.; Takahashi, M.: Yato, Y. and Sasao, N., Thermal analysis on a 48Y package. *Report JCRP-10.* Nuclear Fuel Division, Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation. Febrero de 1993.

[6] (Anónimo), Modelling of a UF6 container in a fire. *Report CEA/DTP/95 EP.* Commissariat de l'Énergie Atomique (Grenoble). 1995.

Figura 1
Esquema de la geometría plana usada.
Contenedor, UF6 y zona de gases.

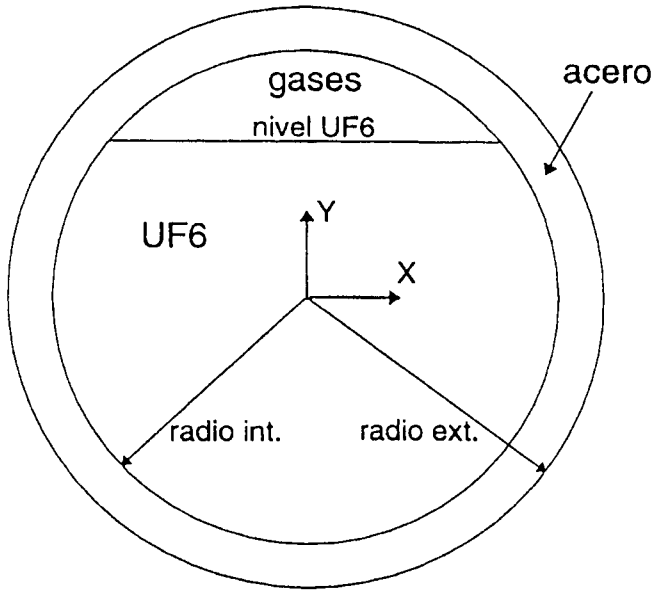


Figura 2
Red de elementos finitos UF6b-2
correspondiente al Ejemplo 3 (experimento).
Elementos triangulares trinodales.

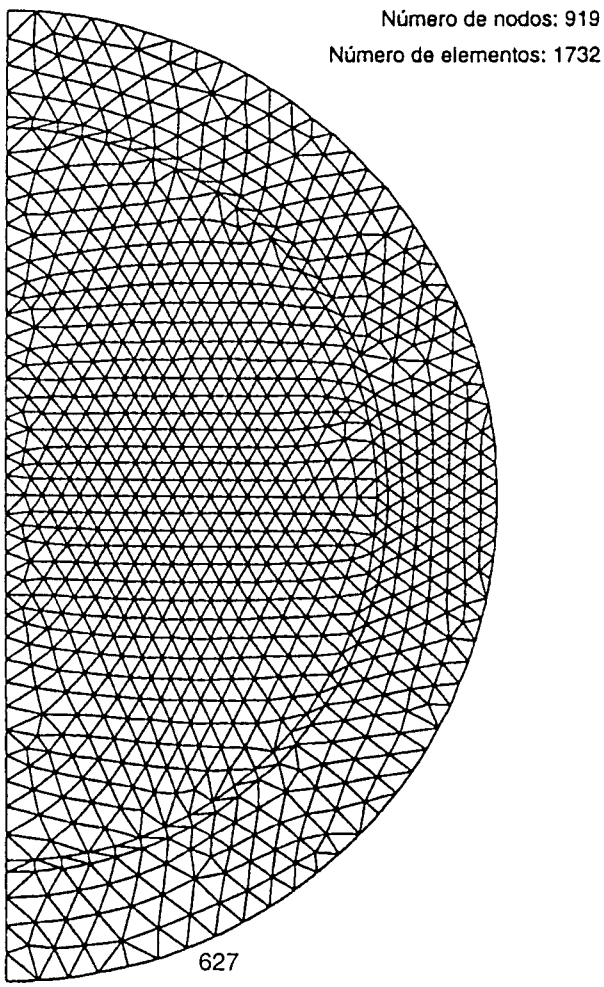


Figura 3

Ejemplo 1. Variación temporal de las temperaturas en las "termocuplas" *C, D, E, F, G.*

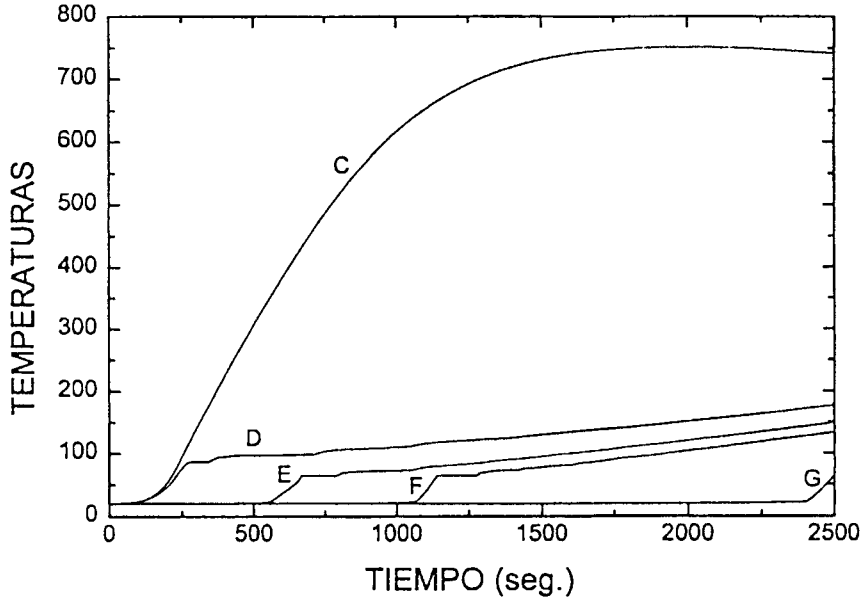


Figura 4

Ejemplo 1. Comparación de la variación temporal del nivel líquido de UF6, con la obtenida en la ref. [3].

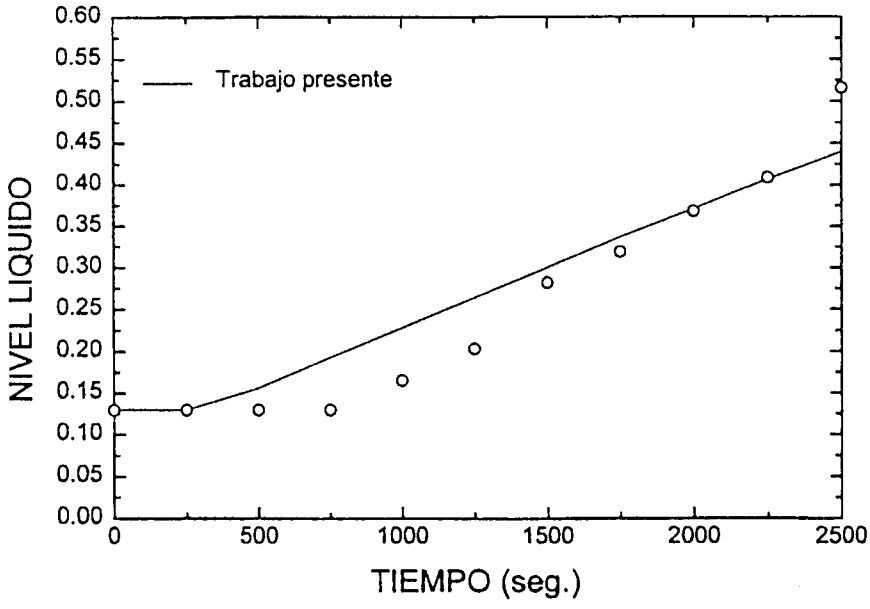


Figura 5

Ejemplo 2. Isotermas para $t = 900$ seg.
Se indica la isoterma de fusión (64 *C*).

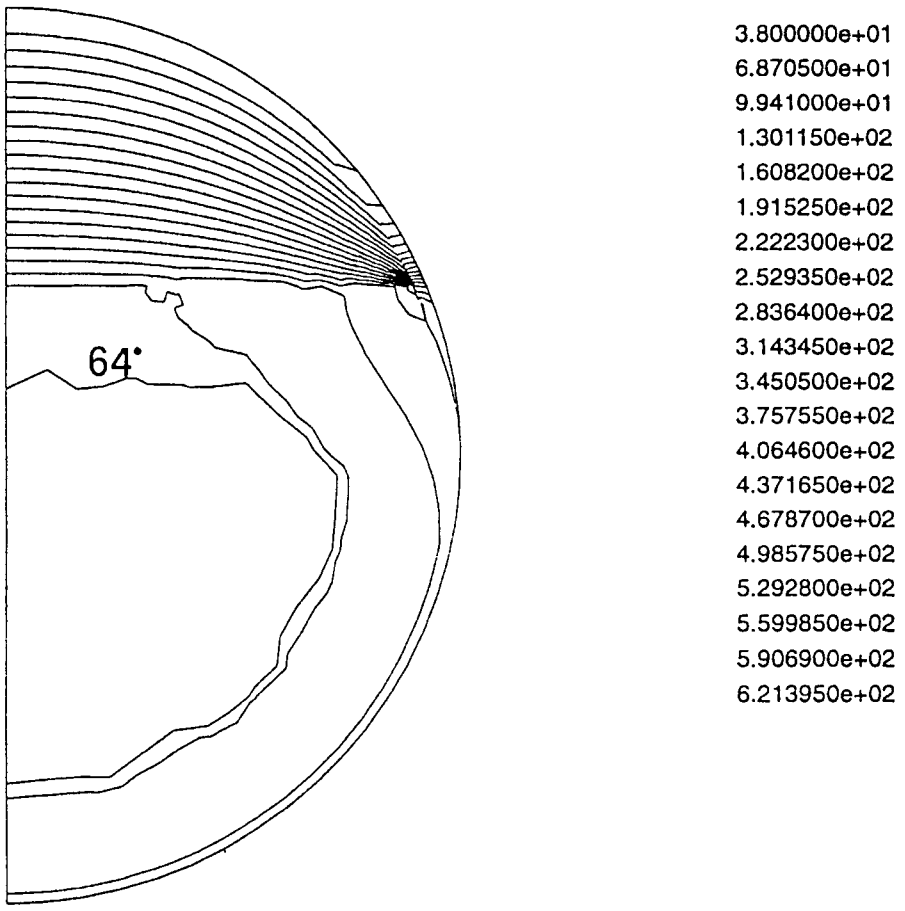


Figura 6

Ejemplo 3. Variación temporal de las temperaturas en las "termocuplas" *C, F, G*. La curva B corresponde a la temperatura θ_m impuesta por el horno.

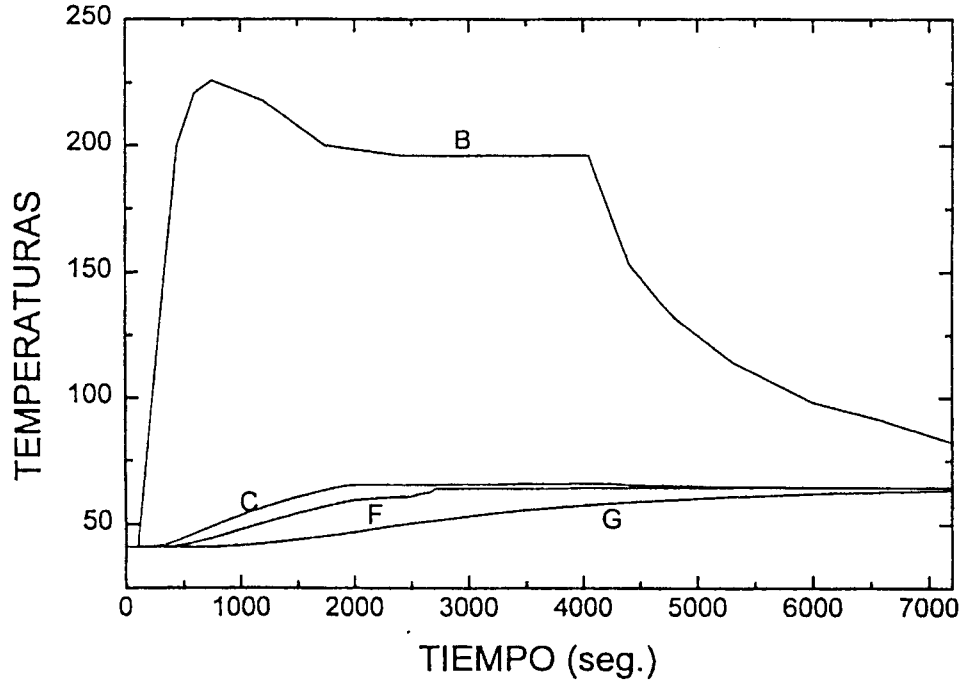


Figura 7
Ejemplo 3. Variación temporal del nivel de líquido de UF6.

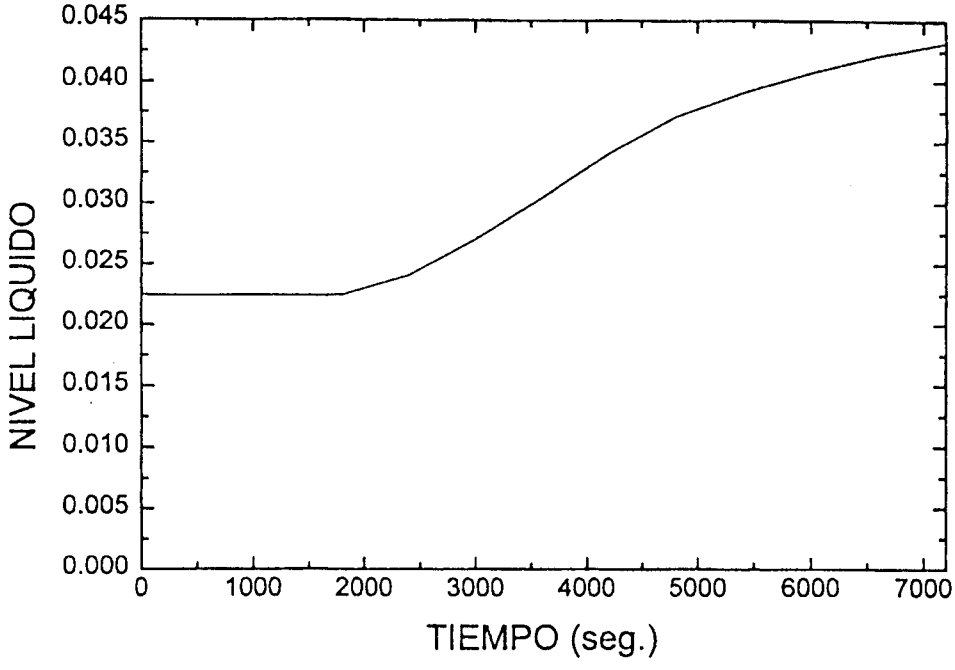


Figura 8
Ejemplo 3. Isotermas para $t = 7200$ seg.
Se indica la isoterma de fusión (64 *C*).

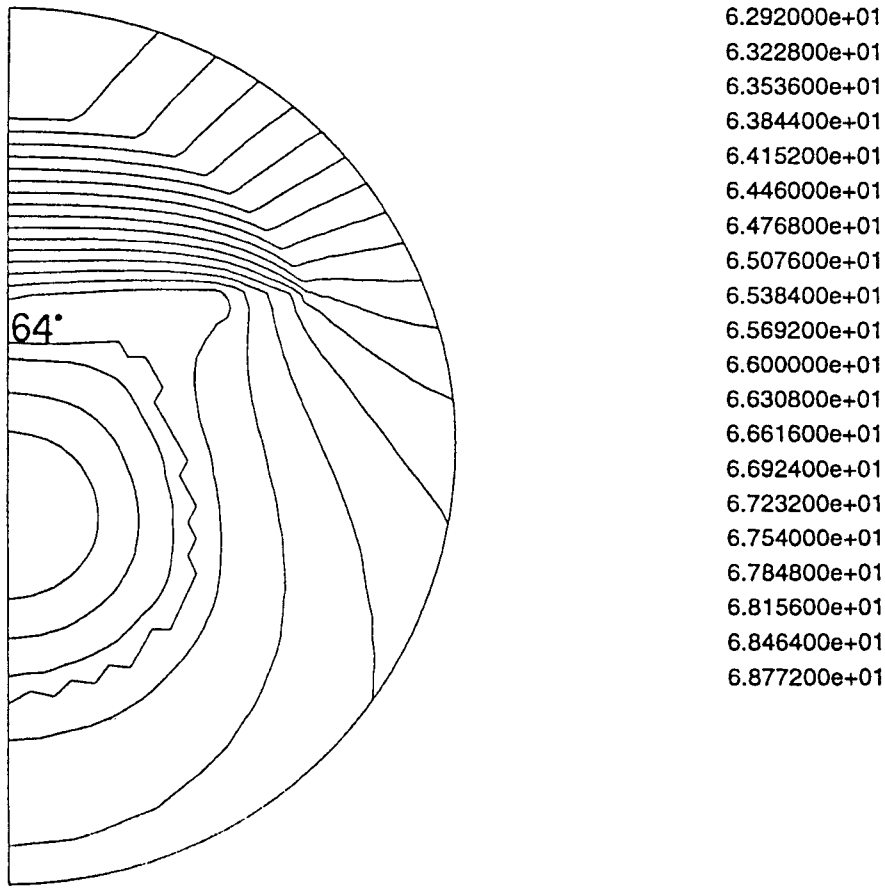


Figura 9

Ejemplo 4. Variación temporal de las temperaturas en las "termocuplas" *C, D, E, F, G*. La curva B corresponde a la temperatura impuesta θ_m.

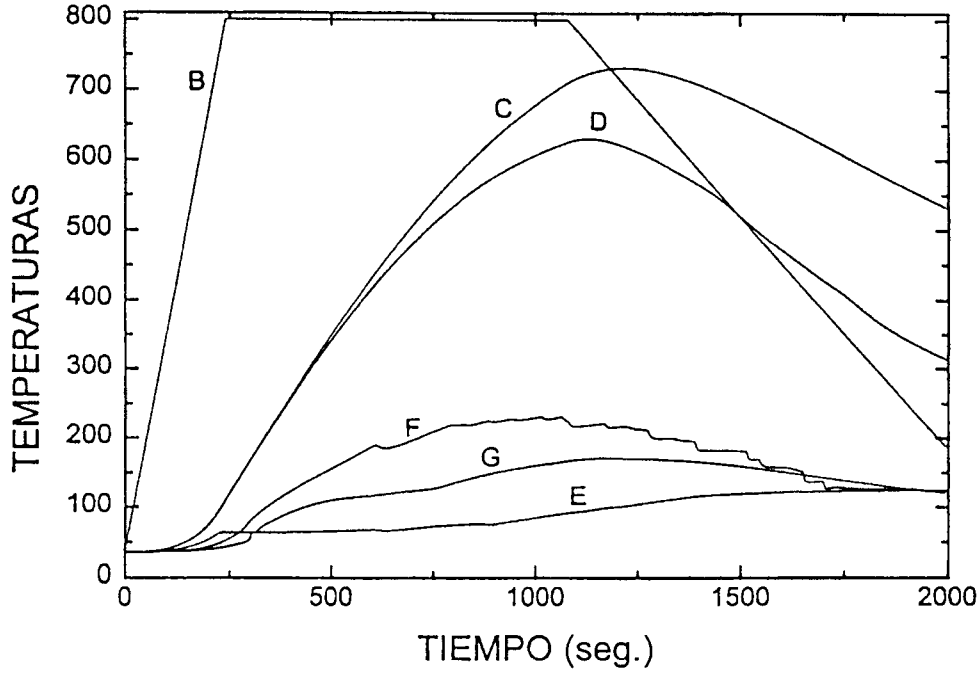


Figura 10

Ejemplo 4. Variación temporal del nivel líquido de UF6.

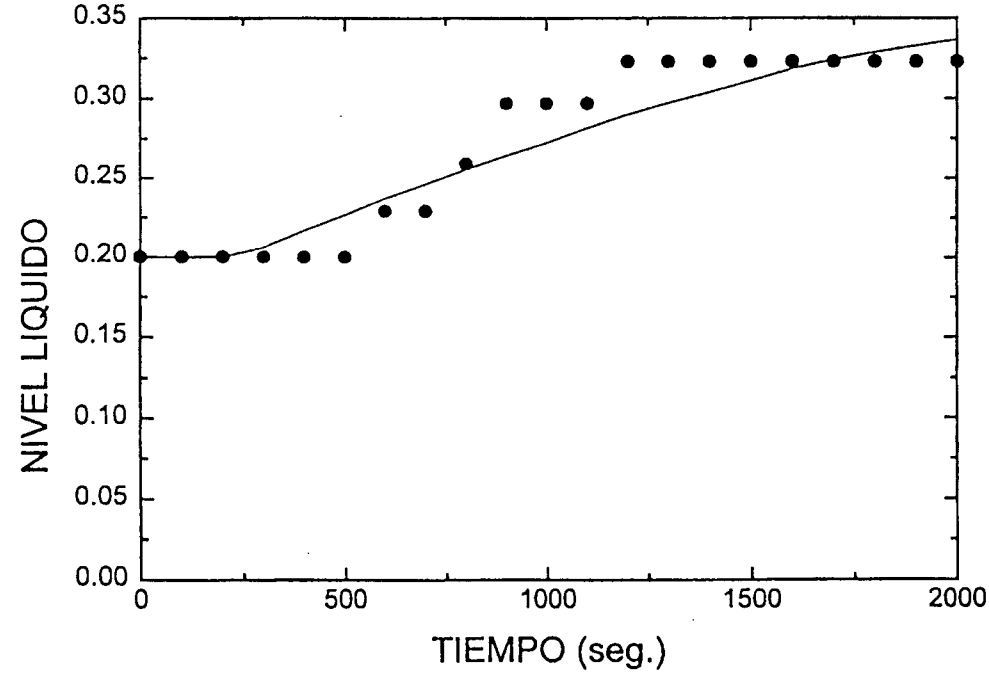


Figura 11
Ejemplo 4. Variación temporal del volumen específico del gas.

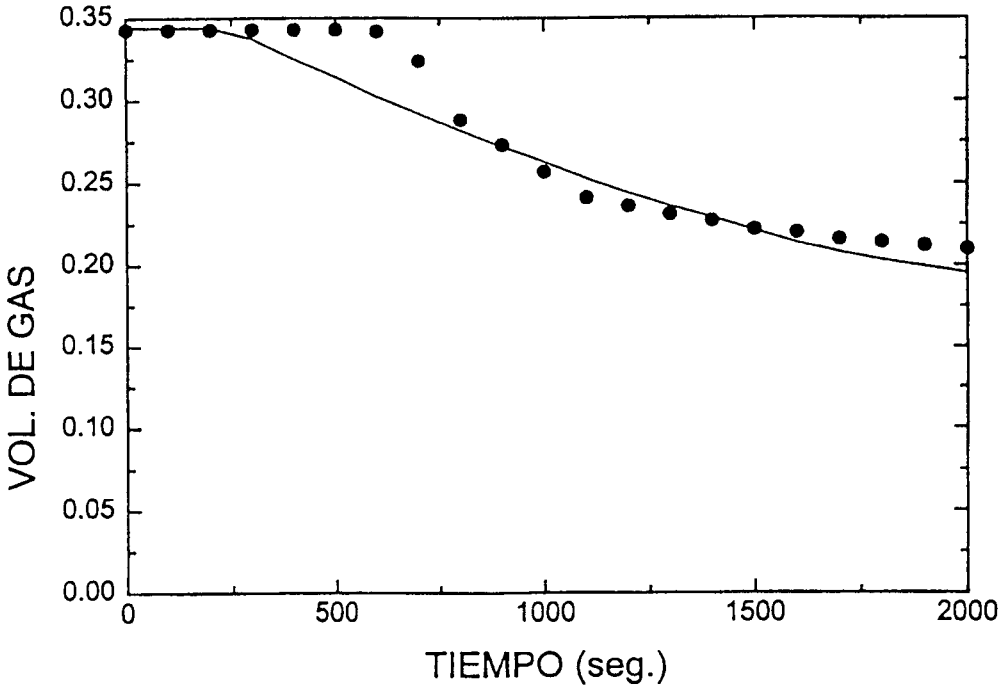
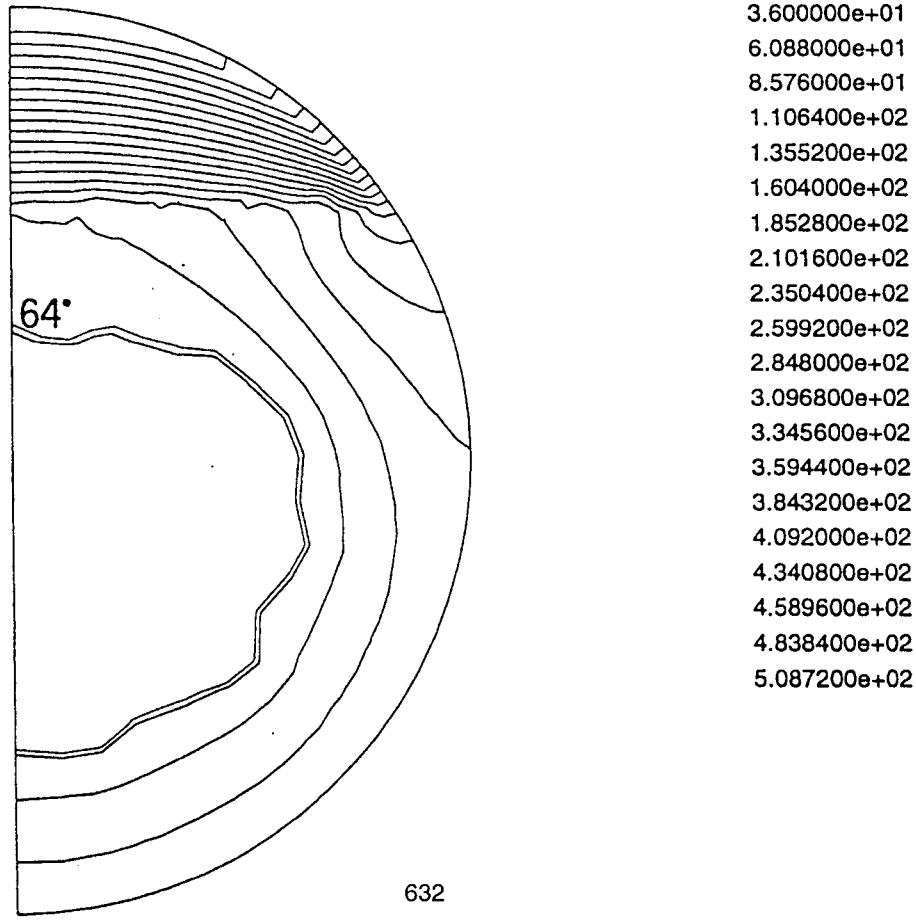


Figura 12
Ejemplo 4. Isotermas para $t = 2000$ seg.
Se indica la isoterma de fusión (64 *C*).



Modelado de una secuencia de blackout en Atucha I con el código MARCH3

Barón, J.H. y Bastianelli, B.

Publicado en Análisis de Riesgo, Instituto CEDIAC, Mendoza, Argentina, pp. 93-106, 1997

MODELADO DE UNA SECUENCIA DE BLACKOUT EN ATUCHA I CON EL CÓDIGO MARCH3

Barón, J.H.[*] y Bastianelli, B.[**]

[*] Ente Nacional Regulador Nuclear

[**] Instituto de Capacitación Especial y Desarrollo de Ingeniería Asistida por Computación, CEDIAC
Facultad de Ingeniería - Universidad Nacional de Cuyo, Mendoza

Argentina

RESUMEN

Este trabajo presenta el modelado de una secuencia de pérdida total de suministro eléctrico (*blackout)* en la Central Nuclear de Atucha I, como fase preliminar para un estudio de Análisis Probabilístico de Seguridad Nivel II. Se analiza dicha secuencia con el código MARCH3 del STCP (*Source Term Code Package*), en base a un modelo de planta realizado de acuerdo a las particularidades de diseño de esta planta. El análisis comprende todas las etapas del accidente severo, desde el transitorio inicial de pérdida de fuente fría, fuga a través de válvulas de seguridad, descubrimiento del núcleo, calentamiento, reacción metal-agua, fusión y relocalización, calentamiento y falla del recipiente de presión, interacción del corium con el hormigón de la cavidad del reactor, calentamiento y falla del recinto de contención (multi-compartimentada) por sobrepresión cuasi-estática. Los resultados obtenidos permiten visualizar la secuencia temporal de estos eventos, y brindan la base para estudios de término fuente.

ABSTRACT

The modeling of a blackout sequence in Atucha I Nuclear Power Plant is presented in this paper, as a preliminary phase for a Level II Probabilistic Safety Assessment. Such sequence is analyzed with the code MARCH3 from STCP (Source Term Code Package), based on a specific model developed for Atucha, that takes into account its peculiarities. The analysis includes all the severe accident phases, from the initial transient (loss of heat sink), loss of coolant through the safety valves, core uncovery, heatup, metal-water reaction, melting and relocation, heatup and failure of the pressure vessel, core-concrete interaction in the reactor cavity, heatup and failure of the containment building (multi-compartimented) due to cuasi-static overpressurization. The results obtained permit to visualize the time sequence of these events, as well as provide the basis for Source Term studies.

INTRODUCCION

El presente trabajo constituye la primera parte de un estudio sobre accidentes severos que se lleva a cabo en la Universidad Nacional de Cuyo para el Ente Nacional Regulador Nuclear de Argentina. En este trabajo se presenta la Modelación termohidráulica y los resultados obtenidos para una secuencia de Pérdida Total de Suministro Eléctrico (blackout) en la Central Nuclear Atucha I (CNA-I), mediante el código MARCH III del STCP (Source Term Code Package, ref. [1]).

La segunda parte del estudio, se detalla en otro trabajo presentado en este mismo

congreso, con los modelos y resultados obtenidos para la misma secuencia de blackout con el resto de los códigos del STCP, hasta la estimación del término fuente liberado a la atmósfera suponiendo una falla del sistema de contención por sobrepresión cuasi-estática.

DESCRIPCION DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

La CNA-I está equipada con un reactor de tipo PHWR de diseño Siemens/KWU, de 1179 Mw térmicos de potencia, con canales verticales de refrigeración dentro de un recipiente de presión. Este reactor utiliza uranio natural como combustible y agua pesada como refrigerante y moderador, y tiene recambio de combustible durante la operación (on-line refuelling). La CNA-I entró en operación comercial en 1974, y contribuye con 380 Mw eléctricos al Sistema Interconectado Nacional.

Esta central fue diseñada bajo el concepto del Máximo Accidente Creíble, que está constituido por una rotura en doble guillotina de la cañería de mayor diámetro (600 mm). Recientemente se ha completado el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) nivel I de dicha instalación, donde se han identificado a los transitorios operacionales como los mayores contribuyentes al riesgo de fusión de núcleo. Entre estos transitorios se encuentra la Pérdida Total de Suministro Eléctrico (blackout).

El núcleo está compuesto por 253 elementos combustibles, cada uno dentro de un canal refrigerante que atraviesa el tanque del moderador. Los elementos tienen 37 barras cada uno y una longitud activa de 5.4 m.

El sistema primario tiene dos lazos de recirculación, cada uno equipado con un generador de vapor de tubos en U y una bomba de circulación. La geometría del circuito es tal que favorece la circulación natural en caso de salida de servicio de las bombas principales. Además, cuenta con un presurizador conectado a una rama caliente, con válvulas de seguridad selladas, que solamente descargan en caso de emergencia a un tanque de alivio.

El tanque del moderador se encuentra comunicado con el medio refrigerante por unos agujeros de compensación de presión, y está a menor temperatura que el refrigerante. Para ello cuenta con un sistema independiente de refrigeración, con dos bombas y dos intercambiadores de calor. En caso de ir el reactor a parada o en emergencias, cuenta con un sistema de válvulas que conmutan para inyectar el moderador en el sistema primario, y refrigerar a través de los intercambiadores de calor del moderador.

El recipiente de presión tiene un diámetro aproximado de 5 m y contiene el tanque del moderador con sus canales de refrigeración, 28 barras de control de hafnio que entran en direcciones diagonales, y cuerpos de relleno de acero que ocupan el volumen libre no necesario para la refrigeración o la moderación. Estos cuerpos fueron colocados por razones de economía de agua pesada, según el diseño de la instalación.

El sistema de contención de la CNA-I está conformado por una esfera de acero (diseñada a presión interna) de 50 m de diámetro, rodeada de un edificio de hormigón (diseñado a impacto exterior) que deja un recinto anular entre ambos. Dentro de la esfera de contención las componentes del sistema primario se encuentran dentro de un blindaje biológico de hormigón (multi-compartimentado), aislado del resto del volumen, existiendo unos paneles de alivio (*blowout*) que se abren en caso que la diferencia de presión entre el cilindro biológico y la esfera sea del orden de 1 atmósfera.

El sistema de contención no cuenta con sistemas activos como rociadores o intercambiadores de calor para casos accidentales. Por otro lado, tiene un elevado número de penetraciones, algunas de las cuales están relacionadas con su modo de recambio de combustible en línea (*on-line refuelling*).

La cavidad debajo del reactor está diseñada para permanecer seca (sin agua) aún durante la ocurrencia de accidentes, para lo cual cuenta con los sellos apropiados y está desconectada de los sumideros de la contención.

DESCRIPCION DE LA SECUENCIA ACCIDENTAL MODELADA

A continuación se ofrece un breve resumen de la fenomenología implicada en el caso de una Pérdida Total de Suministro Eléctrico (*blackout*) en la CNA-I.

La secuencia comienza con el reactor trabajando en operación normal y a máxima

potencia, en estas condiciones la central pierde totalmente el suministro de energía eléctrica, por lo cual caen las barras de seguridad (SCRAM) y el reactor se extingue.

El núcleo del reactor posee calor residual como resultado de estar operando a máxima potencia, y también continúa generando calor debido a la desintegración de productos de fisión y activación generados durante la operación. Este calor residual debe ser extraído del núcleo a través de los generadores de vapor, pero al no haber suministro eléctrico, las bombas del primario no trabajan, en estas condiciones de operación el diseño del reactor permite la refrigeración en convección natural.

Desde el punto de vista del secundario, tampoco hay alimentación a los generadores de vapor, por lo cual éstos evacuarán calor solamente hasta que se agote su inventario del lado secundario, enviando el vapor a la atmósfera pues el sistema de turbina y condensador se convierte en indisponible por la misma pérdida de suministro eléctrico.

Al no ser restablecida la energía eléctrica, comienza a evaporarse el agua del lado secundario del generador de vapor, lo que degrada la transferencia térmica por lo que aumenta la temperatura en el sistema primario.

El aumento de temperatura produce un aumento de presión en el primario, hasta el punto de tarado de las válvulas de seguridad del presurizador, a través de estas válvulas se produce la fuga del refrigerante, lo cual provoca un descenso del nivel del refrigerante en fase líquida dentro del núcleo.

Al descender el nivel del refrigerante, el núcleo comienza a descubrirse, aumentando aún mas la temperatura lo que provoca el disparo de la oxidación del Zircaloy con vapor de agua. Como se trata de una reacción muy exotérmica, se provoca un mayor aumento de la temperatura. Este fenómeno puede continuar hasta que reaccione todo el Zircaloy presente en el interior del reactor. Durante esta etapa, la potencia generada por la reacción metal-agua puede superar ampliamente la potencia de decaimiento. Además, se genera hidrógeno (D_2) que se libera dentro del sistema primario y sigue el camino de fuga hacia la contención

Del mismo modo, durante toda la secuencia accidental se liberan desde el núcleo gran cantidad de productos radiactivos e inertes, en forma de vapor y aerosoles, que siguen el mismo camino de fuga del refrigerante y del hidrógeno, al ambiente de la contención.

En la secuencia se supone que no ha sido posible accionar los distintos sistemas de refrigeración de emergencia, por lo cual la alta temperatura provoca la fusión y derrumbamiento del núcleo. Es en este momento que se produce el colapso del tanque del moderador y el agua residual que estaba en este tanque toma contacto con los materiales del núcleo a alta temperatura, generado gran cantidad de vapor.

El calentamiento continúa y se produce la ebullición del agua, depositándose el material fundido en el fondo del recipiente de presión luego de tomar contacto con los cuerpos de relleno. A continuación aumenta la temperatura del acero del recipiente de presión, pudiendo llegar a reducir su resistencia mecánica en grado tal que se produzca la falla del fondo del recipiente.

Luego de la falla del fondo del recipiente de presión, el material fundido (corium con material estructural incluido) cae a una cavidad de hormigón que está ubicada bajo el recipiente de presión, el corium a alta temperatura comienza a descomponer y fundir el hormigón y a enfriarse. El proceso puede continuar hasta que el corium se enfríe (días o semanas, o aún más tiempo).

Por otra parte, esta interacción entre el corium fundido y el hormigón provoca una gran generación de gases (vapor de agua y dióxido de carbono) que al atravesar las capas metálicas fundidas se reducen a hidrógeno y monóxido de carbono, y son finalmente liberados a la atmósfera de la contención. Simultáneamente se produce una generación de aerosoles que contienen productos de fusión adsorbidos a sus partículas, de modo tal que estos productos son transportados dentro de los límites de la contención.

Simultáneamente con los procesos que ocurren en el núcleo y el corium, las adiciones de masa y energía a la contención provocan primero su aislación, y luego se produce un aumento de la presión de la contención pudiendo llegar hasta sobrepasar la presión de diseño, lo que provoca la falla de la misma y el posterior escape de los productos de fisión (término fuente) al ambiente.

CAPACIDADES DEL CODIGO MARCH III

El código MARCH III forma parte del paquete STCP, y constituye el *driver* termohidráulico de dicho paquete. El paquete STCP fue diseñado para estimaciones de términos fuente para ser usados en Análisis Probabilístico de Seguridad Nivel II.

Dependiendo del diseño específico del reactor y de la secuencia accidental, el código MARCH III posee modelos específicos que le permiten simular la siguiente fenomenología:

- Calentamiento del refrigerante de los sistemas primario y secundario, subida de presión hasta los puntos de tarado de las válvulas de alivio, con la consiguiente ebullición.
- Fuga inicial del refrigerante primario para roturas pequeñas, intermedias o grandes en el sistema primario. Fugas a través de válvulas taradas.
- Generación de potencia nuclear y de decaimiento, y transporte de calor dentro del núcleo y del refrigerante presente, incluyendo la ebullición del agua en el recipiente de presión.
- Calentamiento de los elementos combustibles después del descubrimiento del núcleo, incluyendo el efecto de las reacciones metal-agua, es decir la oxidación del Zirconio presente en el Zircaloy.
- Fusión y caída del combustible sobre el soporte inferior de la estructuras del núcleo y sobre el casquete inferior del recipiente de presión.
- Interacción de la masa fundida (corium) con el agua remanente en el casquete del recipiente de presión.
- Interacción del corium con el casquete inferior del recipiente de presión del reactor, con su penetración por fusión o creep y su falla en condiciones de alta o baja presión interna.
- Interacción del corium con el agua eventualmente presente en la cavidad del reactor, incluyendo los efectos de las reacciones químicas.
- Ataque del corium a la losa de hormigón existente bajo el reactor (interacción corium-hormigón).
- Reubicación de la fuente de calor residual a medida que los productos de fisión son liberados por el combustible y transportados al sistema primario y la contención.
- Adición de masa y energía a la contención (mono o multi-compartimentada) asociadas con los fenómenos anteriores, y sus efectos sobre la respuesta de presión y temperatura de la contención, incluyendo el efecto de los sistemas activos y pasivos de salvaguardias.
- Efecto de la combustión de hidrógeno y de monóxido de carbono sobre la respuesta de presión y temperatura en la contención.
- Falla de la contención con estimación de la fuga en función de la presión.

El código MARCH III está compuesto por el código MARCH II (ref. [2]), al que se han agregado el código CORCON (ref. [3]) y el código CORSOR (ref. [4]). Es un código de integración en el tiempo que calcula la respuesta termo-hidráulica del núcleo, primario y contención de un reactor nuclear durante situaciones accidentales en las que fallen algunos o todos los sistemas de seguridad.

MARCH es el código termohidráulico básico, CORCON modela la fenomenología de la interacción corium-hormigón, y CORSOR modela la liberación de productos radiactivos y aerosoles desde el núcleo durante las fases de degradación. El inventario inicial de radionucleidos en el núcleo del reactor se fija como dato de entrada, luego el código tiene los modelos necesarios para calcular el inventario en cada paso de tiempo, y cuál es la fracción liberada.

El código MARCH III fue concebido para modelar reactores de tipo PWR y BWR, pero posee modelos que han permitido la Modelación de las particularidades de la central de Atucha I (PHWR) para la secuencia accidental de Pérdida Total de Suministro Eléctrico (blackout).

DESCRIPCION DEL MODELO DE NUCLEO, PRIMARIO Y CONTENCION

Para el presente trabajo se elaboró un modelo específico de núcleo, primario y contención para ser utilizado por el código MARCH III. Dicho modelo aprovecha la potencialidad del código y además contempla las particularidades de diseño de la CNA-I. A continuación se indican los aspectos más relevantes de dicho modelo, existiendo una descripción detallada en la ref. [5].

El núcleo del reactor se modeló como una geometría axil-simétrica, dividiéndolo en ocho zonas radiales y veinte zonas axiales. Cada zona radial agrupó a un número definido de elementos combustibles, de modo de obtener una representación adecuada del perfil de generación de potencia en el núcleo. Los perfiles de potencia fueron obtenidos en forma radial y axial, y la potencia total normalizada.

Se supuso un núcleo en equilibrio, y se obtuvo una estimación del inventario inicial de productos de fisión y de activación mediante una corrida del código ORIGEN (ref. [6]). Para la consideración de los elementos inertes componentes del núcleo se incluyó el zircaloy de los canales y en las vainas y espaciadores, no se consideró presencia de material de control (Ag-In-Cd) pues este reactor no posee estos materiales. La contribución del Hafnio de las barras de control se consideró despreciable.

El sistema de extinción (SCRAM) se supuso que actúa en el momento de producirse el inicio del accidente, ya que las barras de control caen al desenergizarse los electroimanes que las mantienen en posición. Se utilizó luego una curva de potencia de decaimiento ANSI.

La geometría hidráulica del núcleo se obtuvo de datos de planta, considerando una separación total entre el refrigerante y el moderador. El moderador se asumió que solamente entra en contacto con el núcleo en el momento en que éste se derrumba, momento hasta el cual permanece dentro del tanque en condiciones de saturación. Esta hipótesis resulta razonable para la secuencia accidental modelada, en la cual no hay conmutación del sistema de moderador a condiciones de emergencia, pues no se dispone de ningún suministro eléctrico.

El recipiente de presión se simuló como constituido por el núcleo y una serie de estructuras que intercambian calor con los fluidos que salen del núcleo, ellas representan la tapa del tanque del moderador, los cuerpos de relleno superiores, la tapa del recipiente de presión y finalmente los generadores de vapor. Hacia abajo del núcleo se supusieron tres estructuras que representan la tapa inferior del tanque del moderador, los cuerpos de relleno inferiores, y el fondo del recipiente de presión. Hacia la periferia, se modeló una estructura más que representa la pared del tanque del moderador.

Los modelos de transferencia térmica se eligieron de modo de representar la transmisión de calor desde los elementos combustibles a los fluidos existentes (agua, vapor e hidrógeno) en régimen de convección natural y radiación a altas temperaturas. Se modeló además la radiación a las estructuras citadas y al agua del fondo del recipiente de presión. Se despreció la conducción axial dentro de los propios elementos combustibles.

El sistema primario se simuló en base a los modelos de MARCH III, suponiendo la fuga a la presión de apertura de la primera válvula de seguridad del presurizador, y en la parte más alta del circuito. Esta válvula se supuso de capacidad total, y con capacidad para ciclar todas las veces que sea necesario, para mantener presión constante, ya sea con fuga líquida o en fase vapor.

El sistema secundario se modeló con un único intercambiador, con la capacidad de ambos generadores de vapor y con el inventario de agua inicial que corresponde a operación normal y presión de funcionamiento a plena potencia. Se supuso que la presión del secundario podrá subir hasta la apertura de las válvulas de alivio atmosférico, que se suponen de capacidad total.

La contención se modeló como una serie de cuatro compartimientos, que representan al cilindro biológico, a la esfera de acero, al recinto anular entre la esfera y la pared de hormigón, y a la atmósfera exterior (supuesta con capacidad ilimitada). Se supuso que el cilindro biológico es un solo compartimiento dentro del cual se produce la fuga de la válvula de alivio, y consecuentemente de vapor, agua, hidrógeno y productos de fisión. El cilindro biológico se conecta a la esfera de contención por una abertura grande cuando la presión diferencial alcanza el valor de 1 atmósfera, lo que simula la rotura de los paneles de alivio (*blowout)*. La esfera de acero se supone que resiste presión diferencial hasta el doble de su valor de diseño, es decir, hasta las 7.8 atmósferas. En esas condiciones se asume que falla de manera catastrófica, comunicándose con el recinto anular, que no resiste ninguna presión interna y se comunica con la atmósfera exterior. Todas estas hipótesis son consistentes con el modo de falla por sobrepresión cuasi-estática asumido en el presente trabajo.

Se modelaron como estructuras las paredes del recinto anular, de la esfera de acero y de la envuelta de hormigón, así como las losas de los pisos. Estas estructuras se supusieron inicialmente a temperatura atmosférica, y tienen capacidad como para condensar vapor de agua en su superficie expuesta.

El hormigón de la contención (relevante para el modelo de interacción corium-hormigón) fue supuesto de tipo calcáreo con arena común, al no disponer de información específica.

RESULTADOS OBTENIDOS

Los resultados obtenidos de la simulación permiten el seguimiento de todas las variables termohidráulicas durante la secuencia accidental. Muchas de estas variables están representadas gráficamente en la ref. [5]. A continuación se indican los hechos más relevantes de la secuencia accidental modelada, con los tiempos involucrados :

inicio del accidente y scram	0m
apertura de válvula de seguridad	32m
secado de los generadores de vapor	42m
apertura de los paneles de *blowout*	51m
descubrimiento del núcleo (parte superior)	2h25m
comienza liberación de productos de fisión	2h51m
comienzo de la fusión de núcleo	2h59m
derrumbamiento del núcleo	3h20m
interacción con el casquete inferior	9h27m
falla del recipiente de presión	9h41m
comienzo de la interacción corium-hormigón	9h41m
falla catastrófica de la esfera de acero	2d2h19m

Analizando la tabla precedente se puede observar que la degradación del núcleo comienza a ser significativa luego de aproximadamente 3 horas de iniciado el accidente. Este tiempo es relativamente largo comparado con estudios similares para otros reactores, y se debe a la gran capacidad térmica de los generadores de vapor de la CNA-I, y a la baja densidad de potencia en el núcleo.

Luego del derrumbamiento del núcleo, el corium permanece confinado dentro del recipiente de presión hasta su falla alrededor de 10 horas de haberse iniciado el accidente. Este tiempo también es muy largo y se debe al hecho de que el núcleo, al derrumbarse, debe evaporar toda el agua del moderador, con la que se supone que entra en contacto en ese momento. A continuación comienza a interactuar con las estructuras inferiores, algunas de las cuales (como los cuerpos de relleno) son muy masivos, y demoran su interacción con la pared del recipiente de presión.

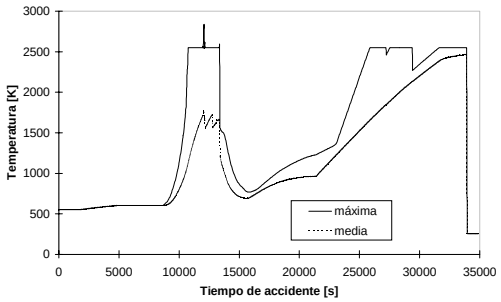


Figura 1: Temperaturas en el núcleo

En la figura 1 se indica la evolución de la temperatura máxima y media en el núcleo del reactor, se observa que el núcleo permanece relativamente bien refrigerado hasta su descubrimiento y posterior oxidación, alrededor de las tres horas de iniciado el accidente. En ese momento comienza un aumento brusco de temperatura, hasta la temperatura de fusión del dióxido de uranio. Este aumento coincide con la reacción metal-agua y mantiene al núcleo a elevada temperatura hasta su derrumbamiento, momento en que el corium fundido toma contacto con el agua del moderador y se enfría con una fuerte ebullición.

A continuación se observa el lento calentamiento del núcleo mientras se evapora el agua del moderador, y finalmente la interacción con los cuerpos de relleno, durante un período de varias horas donde se alcanzan temperaturas muy altas en el corium, hasta la falla del recipiente de presión casi a las diez horas de iniciado el accidente. La diferencia entre la temperatura máxima y la media, da una idea de la magnitud de material que se encuentra en estado de fusión, hacia el final de la corrida, una gran cantidad de corium se encuentra fundido.

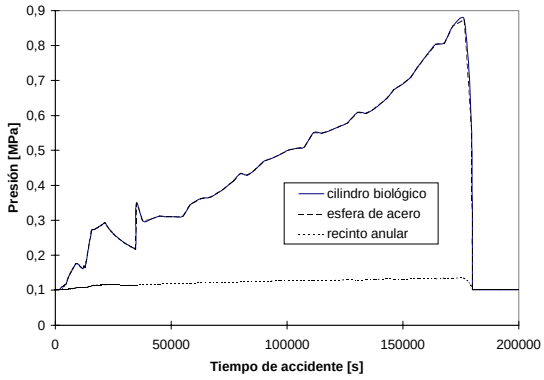


Figura 2: Presión en la contención

En cuanto a la contención, la rotura de los paneles de aislación del cilindro biológico se produce relativamente temprano (antes de una hora), debido a la fuga por la válvula de seguridad del presurizador, comunicándose el cilindro biológico con la esfera de acero. Este hecho se refleja en la figura 2, donde las curvas de presión para el cilindro biológico y la esfera de acero se igualan prácticamente desde el inicio del accidente.

Al producirse el derrumbamiento del núcleo, se observa un abrupto aumento de presión, hasta un valor de casi tres atmósferas, debido a la violenta ebullición del moderador. Al producirse la falla del recipiente de presión, la liberación de masa y energía contenida en el mismo, provoca un pico aún más abrupto, llevando la presión de la contención por encima de las tres atmósferas.

Luego de la falla del recipiente de presión, la interacción del corium con el hormigón, al estar la cavidad del reactor seca, comienza inmediatamente. Esto se refleja como un aumento sostenido de la presión de la contención, debido a la generación de gases no condensables.

Aproximadamente a los dos días de iniciado el accidente, la presión en la contención supera el valor establecido de 7.8 atmósferas de diferencia con la atmósfera exterior (el doble de su presión de diseño), y la esfera de contención falla de manera catastrófica. Al romperse la esfera de acero, se rompe simultáneamente la esfera de hormigón, y la contención queda comunicada con la atmósfera exterior, igualando la presión atmosférica.

En cuanto a la generación de hidrógeno, el código prevé que durante la oxidación dentro del núcleo se generan 102 moles de hidrógeno (408 kg de D_2), lo que corresponde a una oxidación del 39% del zircaloy disponible. A esto se agrega una masa mucho mayor de hidrógeno proveniente de la oxidación durante la interacción corium-hormigón, que involucra no sólo al zirconio sino también al acero, y que lleva asociada la generación de monóxido de carbono, que es también explosivo en contacto con el aire.

CONCLUSIONES

Se ha realizado una simulación de una secuencia de *blackout* para la CNA-I, desde su inicio hasta la falla final de la contención por sobrepresión cuasi-estática, incluyendo todas las etapas de degradación del núcleo, derrumbamiento, falla del recipiente de presión e interacción corium-hormigón.

Los resultados obtenidos son razonables en función de las hipótesis de modelación, y dan una visión global de una secuencia accidental severa, con los tiempos aproximados en los cuales cabe esperar cada fenómeno. Sin embargo, cabe destacar que el código utilizado es poco detallado en muchos de sus modelos, y por lo tanto los resultados deben tomarse como indicativos. De todos modos, estos resultados son adecuados para los fines que tiene el código, que son integrarse en el paquete STCP para obtener estimaciones de términos fuente de APS.

El uso de MARCH III ha permitido avanzar en los datos necesarios para estimar con mayor precisión las secuencias accidentales, algunos de los cuales (como la composición del hormigón) no son accesibles por el momento, y han dado lugar a varios ensayos y observaciones actualmente en curso. La generación de gases durante la interacción corium-hormigón depende fuertemente de los componentes químicos del hormigón, y pueden influir mucho en la presión final de la contención y la posibilidad de deflagraciones o detonaciones.

Además, resulta muy importante poder contar con estimaciones realistas de la presión final que puede alcanzar la contención en su momento de falla cuasi-estática, pues este modo de falla es inevitable en el largo plazo para la contención totalmente pasiva de la CNA-I.

Al presente, se encuentra terminado un estudio completo de término fuente basado en la secuencia de *blackout*, llegando hasta la estimación del término fuente, y se encuentra en fase de realización un estudio sobre la factibilidad para deflagraciones de hidrógeno.

REFERENCIAS

[1] J. Gieseke et al, **SOURCE TERM CODE PACKAGE A USER'S GUIDE (Mod 1)**, NUREG / CR - 4587, 1986.

[2] R. Wooton et at, **MARCH II Code Description and User's Manual**, NUREG/CR-3988, 1984.

[3] R. Cole, et al, **CORCON-MOD2: A COPUTER PROGRAM FOR ANALYSIS OF MOLTEN-CORE CONCRETE INTERACTIONS**, NUREG/CR-3920, 1984.

[4] M. Kuhlman et al, **CORSOR User's Manual**, NUREG/CR-4173, 1985.

[5] J. Barón y B. Bastianelli, **Modelado de una Secuencia de Blackout para la CNA-I usando el paquete STCP**, informe CEDIAC-AS-001-R5-96, 1996.

[6] A. Croff, **ORIGEN 2 : A versatile computer code for calculating the nuclide composition and characteristics of nuclear material**, Nuclear Technology, volume 62, September 1983, pp. 335-352

Criterios de seguridad radiológica en la gestión de residuos radiactivos

Siraky, G.

Presentado en las Jornadas de Actualización sobre Gestión de Residuos (domiciliarios, peligrosos y radiactivos),
Buenos Aires, Argentina, 1997

CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Siraky, G.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

El ser humano, desde sus orígenes, genera materia que necesita descartar. Esta necesidad se debe a que prácticamente todos materiales luego de su utilización presentan una degradación tal que no le ofrecen al hombre ninguna utilidad, o incluso en algunos casos, le puede resultar perjudicial no descartarlos.

La evolución socio-económica, industrial y cultural del hombre amplía constantemente el espectro de los materiales descartados. En nuestra sociedad actual, marcada por la economía de mercado, con grandes conglomerados urbanos, se incrementa día a día la necesidad de contar con una adecuada gestión de los residuos domiciliarios e industriales. Un aspecto de creciente interés público en esta área lo constituyen los residuos generados por las actividades que involucran materiales radiactivos: medicina, investigación, industria y, particularmente, generación de energía nucleoeléctrica. Esta última es una alternativa imprescindible de los países desarrollados de hoy y de la cual, se prevé, la humanidad dependerá en forma creciente en el próximo siglo.

Los residuos radiactivos son consecuencia inevitable de estas actividades y actualmente se cuentan con metodologías consideradas apropiadas para su gestión por la comunidad científica internacional especializada en la materia. La industria nuclear es una de las pocas actividades que ha encarado en forma satisfactoria la gestión de sus propios residuos.

En este trabajo se exponen los principios en los cuales se basa la gestión segura de los residuos radiactivos. También se presentan en forma resumida las opciones para su manejo en instalaciones nucleares y por los usuarios de material radiactivo, y su disposición definitiva en instalaciones apropiadas.

DEFINICIONES

El término **Residuo Radiactivo (RR)** se utiliza para referirse genéricamente a materiales conteniendo, o contaminados con, sustancias radiactivas en niveles tales de actividad que las dosis asociadas con su eliminación superen los criterios de exención establecidos por la Autoridad Regulatoria, y para el cual no se prevé ningún uso futuro.

El manejo de este tipo de residuos debe efectuarse en forma segura, de acuerdo con los criterios de seguridad radiológica vigentes y principios generales de gestión. La **gestión de Residuos Radiactivos** engloba todas las tareas que involucran el manejo, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, transporte, ó eliminación de RR.

Una de las etapas más importantes de la gestión de RR es su **disposición definitiva (ó eliminación ó evacuación).** Con esta denominación se conoce el procedimiento mediante el cual se colocan los RR en un sistema específicamente diseñado y licenciado para esa finalidad, sin intenciones de una posterior recuperación o re-tratamiento.

EFLUENTES Y RESIDUOS RADIACTIVOS

Estos dos términos, que frecuentemente se utilizan en forma indistinta, presentan diferencias originadas en la forma en la cual se eliminan al ambiente, y que es conveniente distinguir:

- **Efluentes radiactivos (ER):** Son corrientes gaseosas o acuosas que se descargan de las instalaciones nucleares o radiactivas directamente al medio ambiente, y que contienen pequeñas cantidades de material radiactivo. El nivel de actividad de este tipo de corrientes debe ser compatible con los límites derivados de descarga establecidos por la Autoridad Regulatoria.

- **Residuos radiactivos (RR):** Son aquellos materiales para los cuales no se prevé ningún uso futuro, y que contienen sustancias radiactivas en niveles tales de actividad que no pueden descargarse al ambiente tal cual se encuentran y deben ser sometidos a tratamientos ya sea para su acondicionamiento (si son sólidos) ó, para separar las sustancias radiactivas de la corriente gaseosa ó líquida que los contiene. Estos materiales separados, concentrados en actividad, son RR y requieren tratamientos subsiguientes de concentración, acondicionamiento y/o inmovilización a fin de garantizar su aislación del medio ambiente en sistemas apropiados por un período tal que decaiga gran parte de la actividad que contienen.

En la Fig. 1 se representan las diferencias entre ambos conceptos.

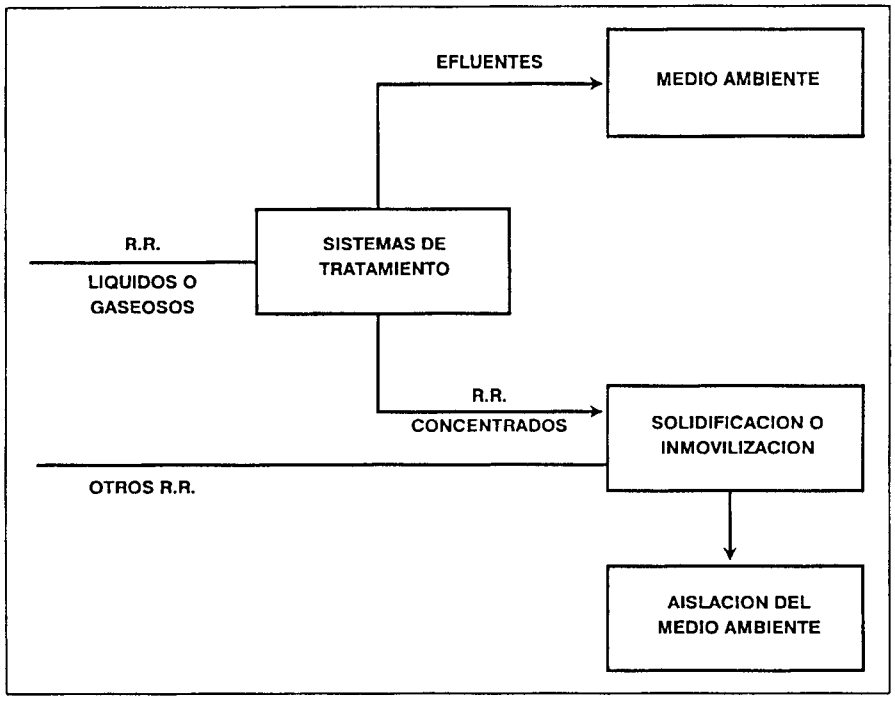


Figura1 - Efluentes radiactivos vs. residuos radiactivos

OBJETIVOS DE LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Generales

- Garantizar la protección radiológica de los seres humanos y del medio ambiente, por períodos adecuados a cada tipo de residuo, en conformidad con los principios vigentes de protección radiológica internacionalmente acordados.

Particulares

- Aislar los residuos radiactivos en sistemas específicamente licenciados para esa finalidad (repositorios) y adecuados a cada tipo de desecho, durante períodos apropiados, sin transmitir a generaciones futuras la responsabilidad de mantener la integridad de ese sistema, ni imponerles condicionamientos significativos debido a la existencia del repositorio.

- Garantizar la seguridad del repositorio durante el período posterior a su cierre definitivo de forma tal que no dependa de la vigilancia radiológica y vigilancia física activas, ni de otros controles institucionales o medidas correctoras.

- Asegurar el grado de aislamiento de los residuos radiactivos de forma tal que no existan riesgos futuros previsibles para la salud humana, ni efectos sobre el medio ambiente que no sean aceptables actualmente.

ALTERNATIVAS EN LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Los residuos radiactivos provienen de un amplio espectro de actividades, desde el uso de radionucleidos en hospitales para diagnóstico y tratamiento, y en laboratorios de investigación; pasando por el uso de materiales radiactivos en procesos industriales; hasta la producción de electricidad en reactores nucleares (que involucra también las actividades asociadas al ciclo del combustible nuclear). Este último tipo de actividades genera el mayor volumen de RR, con mayores niveles de actividad que las otras fuentes de generación, y debido a esto la mayor parte de los criterios y tecnologías de gestión se han desarrollado en este campo.

Las alternativas de manejo se basan fundamentalmente en las características de los residuos: los nucleidos contenidos (tanto por naturaleza como por cantidad) y el volumen generado; influyen también los aspectos químicos y físicos.

Opciones de manejo de residuos radiactivos en instalaciones nucleares y radiactivas

Los fundamentos de estas opciones se encuentran en el objetivo de mantenerlos aislados por períodos apropiados a cada tipo de RR. Para implementar este objetivo, la forma física de los RR, su actividad y los nucleidos presentes definirán si es apropiado

utilizar **sistemas de decaimiento ó purificación**. En los sistemas de decaimiento se utiliza esta propiedad física para disminuir la actividad, y dependiendo del nucleido presente se definen los períodos de aislación requeridos. En base a estos últimos se toma la decisión de su almacenamiento en forma temporaria (para luego eliminarlo directamente al medio ambiente como efluente ó residuo exento) ó su aislación en repositorios. En este último caso, es necesario tratar previamente los RR a fin de obtener un producto final apto para su aislación en sistemas de eliminación, y así cubrir los períodos de aislación requeridos para su decaimiento en forma segura. Los tratamientos a los que se someten los RR cubren un amplio espectro de posibilidades dependiendo de su forma física: pre-tratamiento, purificación ó concentración, solidificación ó inmovilización.

Sistemas de tratamiento por decaimiento

Consisten de dispositivos que admiten el almacenamiento ya sea de líquidos, gases o sólidos, por períodos tales que por decaimiento se obtienen efluentes o residuos exentos que pueden descargarse al medio ambiente. Este tipo de tratamiento se utiliza cuando los nucleidos presentes tienen períodos de semidesintegración cortos (^{131}I, etc.) y la actividad remanente se ajusta a los límites de descarga autorizados o los niveles de exención o desregulación recomendados.

Sistemas de tratamiento por purificación

Se fundan en la disminución de la actividad presente en corrientes líquidas ó gaseosas mediante la remoción de los agentes contaminantes, generándose RR con estos últimos (Ver figura1). Se utilizan cuando no es posible aplicar los sistemas por decaimiento ya sea por la magnitud de la actividad, por el tipo de nucleidos presentes, o por el volumen a tratar. Estos sistemas presentan características particulares según se trate de corrientes gaseosas o líquidas. En el caso de las corrientes gaseosas, si ésta arrastra vapores (o gases solubles en agua) o aerosoles, el tratamiento se debe adecuar a estas características; para la primer situación se utilizan sistemas lavadores de gases, mientras que en el segundo, sistemas de filtros (absolutos, mecánicos, de adsorción, etc.). En el caso de las corrientes líquidas, las alternativas cubren un amplio espectro de operaciones unitarias y procesos químicos: concentración por evaporación, precipitación, sedimentación, pasaje por resinas de intercambio iónico, centrifugación, etc. Ambas situaciones (corrientes gaseosas o líquidas) generan como mínimo dos corrientes resultantes: una purificada, que por lo general puede descargarse directamente al ambiente, y otra concentrada en radionucleidos, y que debe ser tratada como RR (dispuesta con o sin acondicionamiento previo en recipientes e instalaciones adecuadas).

Opciones en la aislación residuos radiactivos

Los tiempos requeridos para la aislación de RR definen las necesidades que deben cubrir los sistemas destinados a tal fin. La estimación de estos tiempos requiere un mayor conocimiento que el volcado hasta este punto, por lo tanto se tratará mas adelante en la sección "*Clasificación conceptual de residuos radiactivos en base a los tiempos de aislación necesarios*", aquí sólo se expondrán las alternativas existentes en la actualidad.

Almacenaje vs. eliminación de residuos radiactivos

Deben distinguirse las diferencias conceptuales de dos términos (utilizados en forma errónea indistintamente para discutir estos temas): **almacenaje y disposición definitiva** (ó eliminación ó evacuación). Por **almacenaje** se entiende *la conservación transitoria de los residuos en sistemas que admiten su recuperación, y por lo tanto implica que requieren vigilancia y mantenimiento operativos* que involucran la exposición operacional del personal asignado a esas tareas, con el consiguiente riesgo de liberaciones accidentales y el incremento en los costos operativos. Por el contrario, la eliminación de RR implica *el emplazamiento de los desechos en sistemas diseñados y licenciados para la contención de los mismos por periodos prolongados sin el requisito de mantenimiento operativo* y con sólo (en algunos casos) la vigilancia radiológica habitual en toda instalación nuclear, hasta la finalización del control institucional del sitio, liberándola al uso público una vez concluida esta etapa. **Ambos conceptos difieren entonces en el grado de recuperación de los nucleidos contenidos y en la duración de la contención.**

Sistemas de eliminación de residuos radiactivos

Sistemas de eliminación próximos a la superficie simples ó Trincheras: Los desechos se eliminan tal cual o en recipientes en excavaciones superficiales. En esta categoría pueden incluirse los sistemas de semicontención para residuos líquidos (trincheras para líquidos). Las actividades que pueden disponerse de esta forma requieren de serias restricciones, aunque continue el control institucional luego de la clausura.

Sistemas de eliminación próximos a la superficie con barreras de ingeniería: Son en general, construcciones bajo superficie terrestre, en donde el acondicionamiento de los residuos, la integridad de las estructuras construídas y las características geoquímicas del sitio de depósito pueden inmovilizar y aislar los radionucleidos del residuo por un tiempo considerable. La proximidad de los residuos a la superficie requiere, sin embargo, un control institucional por un período adecuado a fin de evitar posibles intrusiones.

Sistemas de eliminación en formaciones geológicas profundas: Provee largos períodos de aislación si la permeabilidad al agua del medio geológico es muy baja, o, si los flujos de agua son sumamente lentos. Actualmente están en estudio en diversos países distintas formaciones como zonas potenciales: domos de sal, granitos, arcillas, y rocas volcánicas.

Disposición en formaciones geológicas debajo del lecho marino: Involucra consideraciones similares al depósito en formaciones geológicas profundas, con el beneficio adicional del aislamiento marino. Actualmente está en estudio y presenta inconvenientes económico-técnicos y jurídicos (por la utilización de aguas internacionales).

La **trasmutación de radionucleidos** de vida media larga en otros de vida media más corta podría reducir teóricamente los riesgos a largos plazos. Esta opción implica nuevas instalaciones de procesos y separaciones, que disminuyen notoriamente la cantidad de residuos de alta actividad a eliminar, pero generarían más residuos secundarios, con la consiguiente exposición operacional. Actualmente está en etapa de investigación, y se considera que involucra un mayor riesgo operativo que las otras opciones.

Una práctica que actualmente no es utilizada es el **vertimiento en el mar.** Los desechos convenientemente acondicionados se eliminaban en el mar en zonas preestablecidas caracterizadas por sus fosas sinclinales profundas. El fundamento de esta práctica se basaba en que la actividad liberada en las profundidades marinas es diluida y dispersada en un gran volumen de agua, y en algunos casos es absorbido en los sedimentos. La aislación de los radionucleidos estaba provista por la inaccesibilidad de las profundidades del lecho oceánico. Sin embargo, podría esperarse cierto retorno de nucleidos de vida media larga al medio ambiente accesible al ser humano, por mecanismos de dispersión y transporte, por este motivo estos nucleidos tenían estrictos límites de vertimiento. Actualmente estas actividades están prohibidas por la Convención de Londres (29).

PRINCIPIOS DE PROTECCION RADIOLOGICA APLICADOS A LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Los principios de protección radiológica recomendados por el ICRP (1) fundamentan los objetivos enunciados precedentemente.

En cuanto al requerimiento de justificación de la práctica, existe el consenso general que debe aplicarse a una práctica completa, tal el caso del ciclo del combustible nuclear o la utilización de materiales radiactivos en la industria, medicina o investigación, con todos los beneficios y detrimentos asociados. La gestión y disposición de RR son pasos necesarios en el uso de la energía nuclear y los materiales radiactivos y por lo tanto no se requiere su justificación en forma separada, aunque sus implicancias radiológicas deben considerarse en la justificación de la práctica en su totalidad.

El requerimiento de optimización es utilizado frecuentemente como un medio de selección entre diferentes cursos de acción u opciones en la gestión y disposición de RR y en la decisión si cambios futuros en el diseño de los sistemas conducirán a una reducción (o no) de las dosis (6). Puesto que algunos de los criterios empleados en el proceso de optimización pueden entrar en conflicto con otros, la evaluación requerirá algún tipo de auxiliar para tomar la decisión de diferenciar entre opciones alternativas desde un punto de vista de protección radiológica. Entre las aproximaciones que pueden utilizarse en este proceso pueden incluirse métodos multicriterio y agregativos, en particular la técnica del análisis costo-beneficio (2).

El tercer principio de protección radiológica requiere la limitación de las dosis incurridas por individuos, ya sea en el curso de su vida normal como miembros del público o como resultado de su ocupación, los cuales no deben exceder los límites de dosis recomendados por el ICRP (1), (3). El caso de la limitación de la dosis del público debido a la eliminación de RR en formaciones geológicas merece un análisis particular.

LIMITACIONES INDIVIDUALES DURANTE PERIODOS DE AISLACION

Restricciones de dosis individuales

Los límites de dosis[1] individuales se aplican a la distribución de dosis debido a las liberaciones por eventos normales en repositorios de RR. Estas restricciones son equivalentes a los aplicados a otros tipos de instalaciones. Deben considerarse dos requerimientos básicos (4):

- **el grupo crítico debe ser identificado, éste puede comprender personas existentes o un grupo hipotético.** Este grupo recibiría mayor dosis que la población en general. Cuando no puede definirse un grupo actual, se define uno hipotético o individuos representativos. La definición de los hábitos y características de este grupo deben basarse en el conocimiento actual, y con suposiciones prudentes y razonables.

- **el diseño y operación del repositorio debe asegurar que la dosis al grupo crítico no supere los límites de dosis, considerando otras fuentes posibles (presentes y futuras),** excluyendo las exposiciones médicas y naturales. La consideración de otras fuentes se efectúa fijando una restricción de dosis a la fuente individual, la cual es una fracción del límite de dosis recomendado. En nuestro país la Autoridad Regulatoria ha fijado (para propósitos de planificación) la restricción de dosis máxima resultante en un grupo crítico hipotético, debido a la eliminación de RR en un dado emplazamiento, en 0,1 mSv integrado en un año, (5) en base a metodologías de cálculo preestablecidos (7), (8) y (9).

Restricciones de riesgo individual

El sistema de limitación de dosis se sustenta en la apreciación del límite inferior de un rango implícito de riesgos individuales, que se estima inaceptable. Esta apreciación se basa en otros tipos de riesgos que un individuo puede modificar solamente en muy pocos casos, y que puede ser regulado por autoridades nacionales.

Dado que es factible se produzcan dosis significativas debido a eventos que alteren el comportamiento normal de un repositorio, cuyas probabilidades supuestas de ocurrencia, en un dado tiempo son inferiores a uno, es necesario agregar un requerimiento de limitación de riesgos individuales a fin de lograr el objetivo de protección individual debido a todos los eventos de exposición asociados con repositorios. En base a esto, el Comité Internacional de Protección Radiológica (ICRP en inglés) recomienda establecer límites de riesgo y restricciones de riesgo máximo en directa analogía con los límites de dosis y restricciones superiores para liberaciones normales.

Para una mayor comprensión del tema el ICRP recomienda que riesgo se defina como la probabilidad de que ocurra un efecto de detrimento serio en la salud de los individuos potencialmente expuestos ó en sus descendientes (4). La expresión matemática que define el riesgo es:

$$R\,(E) = P\,(E)\,.\,p\,(ef/E) \qquad [1]$$

Donde:

---

[1] Con el término dosis se entiende la suma de la dosis efectiva resultante de la exposición externa durante un año y la dosis efectiva comprometida incurrida debido a la incorporación de radionucleidos por inhalación e ingestión.

R (E) riesgo de un individuo o grupo crítico, debido a un evento iniciante que produce una dosis en el rango *(E)* a *(E + dE)*,

P (E) Probabilidad de recibir una dosis entre *(E)* y *(E + dE)* debido a una secuencia de eventos definidos.

p (ef/E) Probabilidad condicional de muerte atribuible a una dosis *(E)* (28)

Debido a que son posibles *i* eventos iniciantes, los valores de *R(E)* por cada evento deben sumarse, resultando entonces:

$$R = \sum_i P_i (E) \, . \, p_i (ef/E) \qquad [2]$$

donde la sumatoria debería extenderse a todas las *i* situaciones relevantes posibles de exposición.

El ICRP recomienda a las autoridades nacionales la introducción del requerimiento relacionado con la limitación de la suma de todos los riesgos provenientes de eventos probabilísticos asociados a una fuente en particular y que podría producir exposiciones al mismo grupo crítico en cualquier tiempo, este valor debería ser inferior que la restricción de riesgo máximo seleccionado (4).

El criterio aplicado por la Autoridad Regulatoria argentina, con fines de planificación, es el siguiente: la contribución al riesgo de cada evento iniciante no debería superar el valor $R_i = 10^{-7}\ a^{-1}$, ya que se consideran 10 eventos iniciantes probables identificables (11), asociados a una restricción de riesgo anual máximo aceptable de 10^{-6}.

No obstante, es conveniente discutir ciertos aspectos relativos a la aplicación de estos criterios a la eliminación de RR que requieren largos períodos de confinación. En esta situación, eventos de muy baja probabilidad anuales podrían resultar eventos ciertos (dado el largo período considerado), ya que la probabilidad de la exposición se relaciona con la probabilidad acumulada en ese período. Otro aspecto a tener en cuenta en estas proyecciones al futuro lejano son las incertezas asociadas a los cálculos del impacto radiológico debido a eventos disruptivos. Estos aspectos vienen siendo discutidos en el Comité 4 del ICRP desde hace varios años sin alcanzar el consenso necesario que permita responder a los interrogantes planteados por el ICRP 64 (34).

BARRERAS MULTIPLES PARA LA AISLACION DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Los criterios de seguridad radiológica requieren que la confinación de los RR en sistemas diseñados para su eliminación (repositorios) sea efectiva mientras los radionucleidos contenidos decaen a niveles aceptables para su ingreso al medio ambiente accesible al hombre.

La implementación de estos criterios de seguridad radiológica a la aislación de RR requiere del uso del **concepto de barreras múltiples: interponer entre los RR y el ambiente ocupado por el hombre una serie de barreras, geológicas y de ingeniería, independientes y redundantes**, de manera que la falla de alguna de ellas no comprometa la seguridad del sistema (5), (20).

Se consideran barreras naturales a las formaciones geológicas en las cuales se sitúan los repositorios y el medio geológico que los circunda. Estas proveen la aislación física necesaria y la retención de los radionucleidos. En situaciones normales de liberación, la única vía probable de acceso de los nucleidos a la biosfera desde el repositorio a través del medio geológico es la vía hídrica. Durante su migración están sometidas a una amplia gama de procesos físicos y geoquímicos, que se traducen en un retardo efectivo respecto a la velocidad del agua.

Las barreras de ingeniería son las provistas por el hombre para aumentar la confinación:

- matriz que incluye a los RR,
- contenedor(es),
- barreras adicionales: materiales de sellado, relleno, retardadores geoquímicos, etc.

Mediante la combinación adecuada de estos tipos de barreras, en función del tipo de RR del cual se trate, se podrá limitar o demorar la liberación de material radiactivo; además, el transporte de los nucleidos liberados será retardado ó la concentración de los nucleidos liberados estará suficientemente diluida para asegurar que el impacto en el hombre permanezca dentro de niveles aceptables. El efecto de la demora en el impacto resultante puede observarse genérica y cualitativamente en la figura 2.

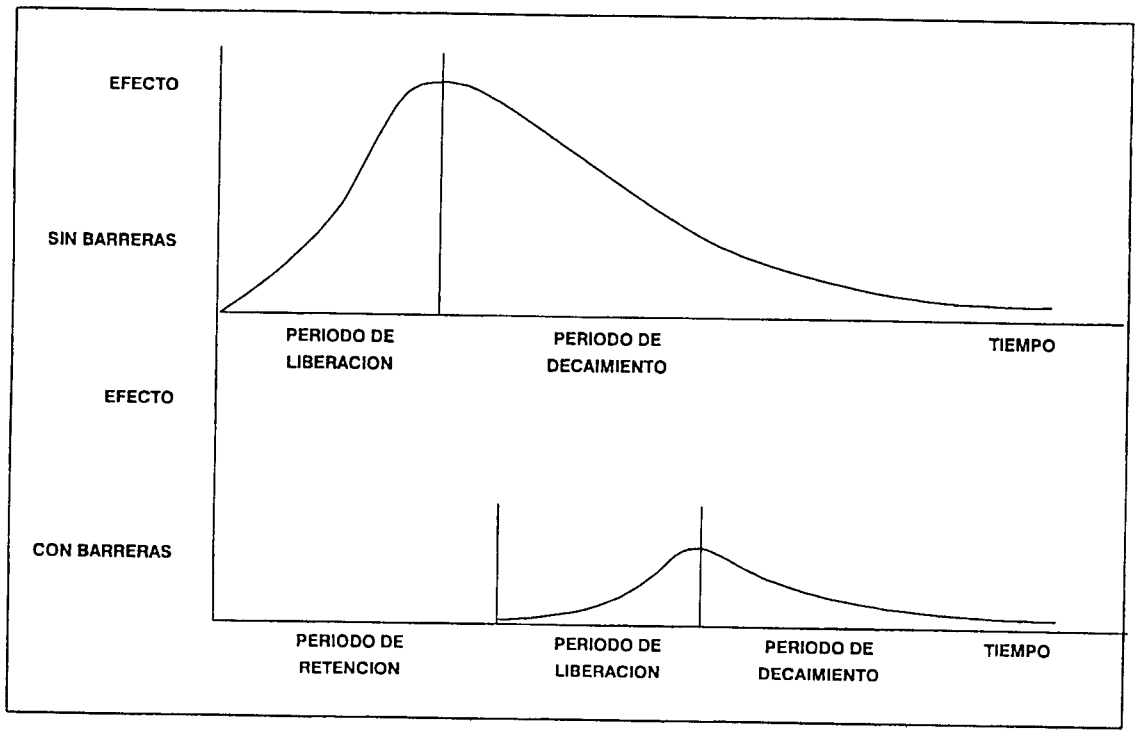


Figura 2 - Comparación cualitativa del efecto de la eliminación de RR con y sin barreras para el confinamiento.

Son por lo tanto requisitos fundamentales de un repositorio de RR subterráneo: el diseño apropiado de las instalaciones y su ubicación en un medio geológico estable, con características hidrogeológicas favorables, donde eventos disruptivos naturales o humanos son extremadamente improbables en las escalas de tiempo requeridas (19).

Debido a todas estas características, los desechos permanecerán aislados del medio ambiente accesible al hombre, sin embargo se requiere que las barreras de ingeniería ofrezcan una aislación equivalente en forma independiente y paralela. La elección de

estas barreras dependerá del tipo y cantidad de residuos a emplazar y de las características de las barreras geológicas. Sin embargo, **la seguridad de todo el sistema debe evaluarse en conjunto.** Este tema se tratará en más detalle en la Sub-Sección "*Evaluaciones de seguridad de la eliminación de residuos radiactivos*".

CLASIFICACION CONCEPTUAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN BASE A LOS TIEMPOS DE AISLACION NECESARIOS

Una clasificación de RR estrictamente generalizada es difícil de realizar, ya que inciden una amplia gama de factores, por ejemplo nucleidos contenidos, estado de agregación, grado de contaminación química, condiciones operativas, sistemas de tratamiento, acondicionamiento y depósito, etc. Sin embargo, es factible una clasificación de RR de orden conceptual, en base al tiempo de aislamiento requerido, en tres grandes grupos (5):

Residuos de baja actividad (RRBA)

Requieren un tiempo de aislación del mismo orden o menor que el de la vida útil de las intalaciones que las generan (de algunas decenas de años). En esta categoría se encuentran la mayoría de los residuos sólidos que se producen durante la operación de instalaciones nucleares y por usuarios de radioisótopos (por ej. materiales descartables: papeles, plásticos, telas, etc.). Las barreras consideradas adecuadas para su aislación son:

* acondicionamiento en bolsas plásticas dentro de tambores metálicos,

** disposición en trincheras de escasa profundidad, ubicadas en formaciones geológicas adecuadas, recubriéndolas con barreras múltiples apropiadas, (17), (18),

*** barrera física que impide el acceso del público a la zona de eliminación durante el período de control institucional.

Residuos de media actividad (RRAI)

Requieren tiempos de aislación superiores que los de la vida útil de las intalaciones que los producen, pero no mayor que la vida útil de ciertos materiales, tales como el hormigón o compuestos orgánicos, fácilmente utilizables como barreras de ingeniería. Dentro de esta categoría se incluyen las resinas, barros y filtros del circuito primario de centrales nucleares y las fuentes de uso médico e industrial en general. Las barreras consideradas adecuadas para este tipo de residuos son:

* inclusión en una matriz estable (por ej. cemento, polímeros, bitumen, etc),

** disposición en sistemas de disposición final con barreras de ingeniería apropiados (hormigón por ej.) superficiales o de escasa profundidad, a fin de garantizar su integridad e impermeabilidad por 100-200 años.

*** relleno de los sistemas de depósito con cemento,

**** emplazamiento de los sistemas de depósito en formaciones geológicas que aseguren una demora en la liberación de los materiales radiactivos superior a la centena de años.

Residuos de alta actividad (RRAA)

Requieren un tiempo de aislación superior a algunas centenas de años. Residuos de esta categoría son los que provienen de la primera etapa de extracción del reprocesamiento de los elementos combustibles irradiados ó incluso, estos mismos elementos dispuestos en contenedores apropiados (en los países que escogieron la estrategia del ciclo abierto del combustible nuclear). Se consideran como adecuadas las siguientes barreras:

* inclusión de los residuos en una matriz estable: de muy baja tasa de disolución, alta tasa de disipación térmica, resistente a las radiaciones y a lo impactos térmicos y mecánicos. Entre las matrices con estas características la más estudiada (e incluso ya utilizada a escala industrial) es el vidrio borosilicato; otras alternativas en desarrollo son materiales cerámicos, esferas de vidrio dispersos en matriz metálica (Vitro-met), roca sintética (SYNROC), etc(12). En el caso de disposición directa de elementos combustibles irradiados el óxido de uranio formaría una matriz adecuada para la contención de los productos de fisión,

** contenedor , que garantice la aislación absoluta de los residuos durante los primeros 1000 años de depósito, para lo cual se utilizan contenedores compuestos por más de un material, actuando alguno de ellos como blindaje contra las radiaciones (13),

*** disposición en una formación geológica continental estable, en profundidad. Una de las características más importantes que debe reunir, a fin de garantizar la aislación seguro, es que su conductividad hidráulica debe ser muy baja (en el orden 10^{-9} $m.s^{-1}$ o menor) (13), (14),

**** relleno de las instalaciones excavadas a fin de restituir al medio geológico las características mecánicas e hidrológicas. Para este fin se utilizan materiales arcillosos (tipo bentonita), que poseen una elevada capacidad de retención de radionucleidos y constituyen amortiguadores geoquímicos.

La aislación que ofrece la combinación de las barreras antes mencionadas está en el orden de 10^5 - 10^6 años, tiempo suficiente para que los nucleidos presentes en los residuos de alta actividad decaigan a niveles despreciables.

Otros tipos de residuos

Residuos que contienen emisores α

Este tipo de residuos no puede incluirse en la clasificación anterior, ya que por la presencia de actínidos, emisores α , de largos períodos de semidesintegración, pueden requerir distintos tiempos de aislación que los mencionados en los dos primeros tipos de

RR enunciados. Sin embargo, puede hablarse de distintos niveles de estos residuos en función de sus actividades específicas. Una clasificación acorde a la planteada aquí y que incluye los emisores α fue recientemente publicada por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) (30) (Ver figura 3).

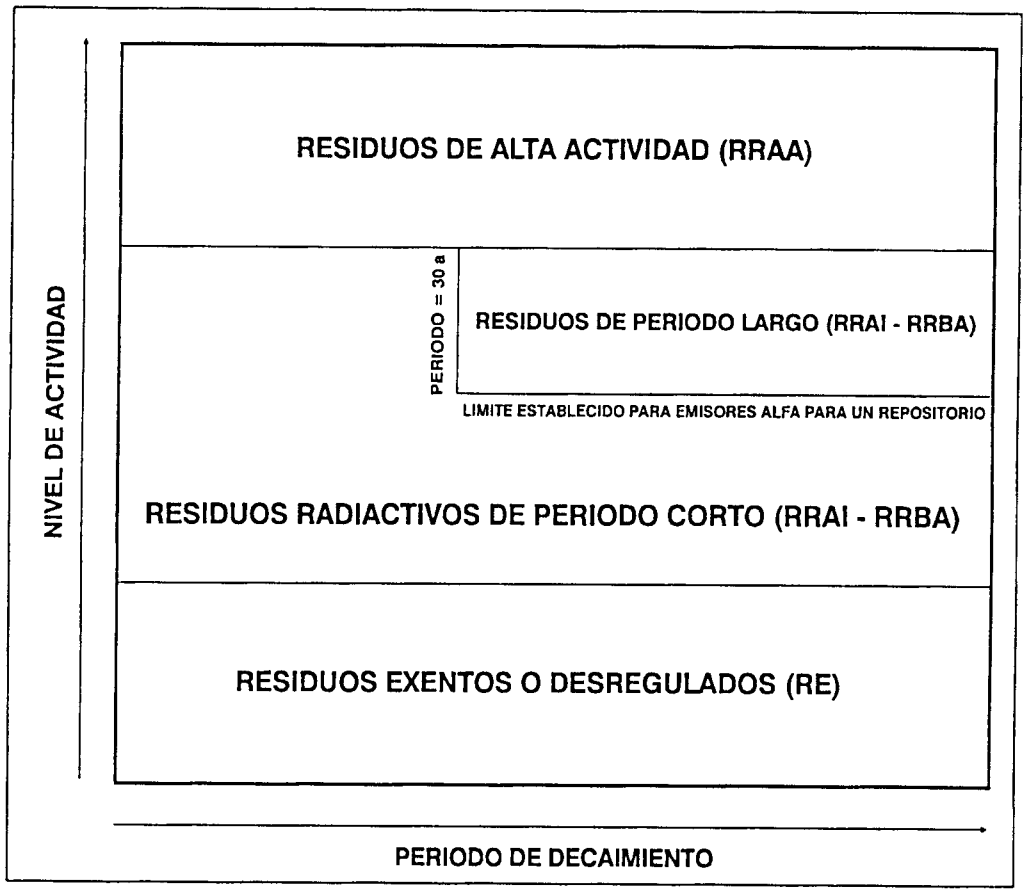


Figura 3 - Sistema de clasificación de Residuos Radiactivos del OIEA actualizado (30)

Los desechos provenientes de la minería del uranio poseen una muy baja actividad específica. El riesgo individual que implican estos residuos es pequeño, pero debido a los largos períodos que permanecerán en la biosfera, las dosis colectivas esperadas no son despreciables, y constituyen una de las mayores contribuciones en las integraciones de dosis colectivas (debido al ciclo total del combustible) a largos plazos (26); además, las barreras de ingeniería modificarían muy poco esta situación. Es práctica habitual la disposición de estos RR en la misma zona donde se extrae el mineral, rellenando depresiones de terreno , recubriéndolas posteriormente con barreras múltiples apropiadas. De esta forma se reduce la emanación de radón (consecuentemente su concentración en aire a niveles del mismo orden de magnitud o menores de los que había antes de la explotación del yacimiento) y la tasa de erosión y dispersión.

Los desechos con mayor actividad específica, provenientes del reprocesamiento de elementos combustibles deben eliminarse en formaciones geológicas estables, en profundidad.

Residuos exentos ó desregulados

En la escala de clasificación de RR del OIEA (Fig. 3) se encuentra este tipo de residuos que, por el muy bajo nivel de actividad que poseen, no se justifica mantenerlos dentro del sistema de regulación y control. Estos se generan en prácticas exentas ó en prácticas reguladas. Para estas situaciones se aplican los criterios de exención (31), (32) y desregulación ó dispensa (32), (33). Los residuos que se ajustan a estos criterios podrán eliminarse directamente en el medio ambiente como residuos convencionales (inmediatamente después de su generación o luego de un período de almacenamiento que permita ajustarse a los niveles requeridos). Por este motivo, la decisión de incluir los residuos generados por una práctica o instalación en este rango requiere la evaluación del impacto radiológico asociado.

EVALUACION DE SEGURIDAD DE LOS SISTEMAS DE DISPOSICION DEFINITIVA

Para tomar decisiones acerca del desarrollo, construcción, operación y licenciamiento de un repositorio para RR se requiere la evaluación de la seguridad del sistema propuesto. Mediante distintos procedimientos se calcula el impacto radiológico a los trabajadores (para la fase operacional) y al público (fase post-cierre) resultantes del repositorio y se los compara con los estándares de protección radiológica.

Dado que es imposible lograr un gran grado de detalle en la adquisición de datos desde un principio (ya que el sistema de eliminación es sumamente complejo), se procede a un proceso iterativo, desde lo genérico a lo especifico. En consecuencia, se debe efectuar el análisis de seguridad de los subsistemas que conforman el repositorio con distintos grados de detalle, según la etapa de implementación alcanzada: diseño conceptual, diseño de ingeniería básica, anteproyecto de ingeniería, proyecto de construcción y operación, clausura y cierre. El requerimiento de datos propios del sitio y del diseño de los subsistemas son por lo tanto de distinto nivel para las diversas etapas de diseño.

Si los resultados de las evaluaciones de la seguridad durante alguna de las etapas para la operación o para el post-cierre no concuerdan con los estándares de protección radiológica, deberá reverse el diseño del subsistema crítico o suplementarlo con alguna barrera adicional. Se han desarrollado una serie de criterios de aceptación para la eliminación de RR en sistemas de depósito superficiales y en profundidad en base cualitativa (15), (16), (20). Existe además una amplia gama de bibliografía que orienta acerca de los procedimientos adecuados de evaluación, análisis y requerimientos de información sobre los sistemas de confinamiento (21) a (24), y además, ejemplos de cálculo (25), (26), (31),(35).

CRITERIOS DE SEGURIDAD RADIOLOGICA EN EL DISEÑO DE INSTALACIONES

El diseño de toda instalación radiactiva o nuclear debe considerar (además *del estado del arte* en la materia) el criterio de minimización de RR desde su generación. Ejemplos:

En particular, en el diseño de sistemas para la gestión de residuos radiactivos en instalaciones nucleares y radiactivas se deben tener en cuenta los siguientes criterios que incrementarán la seguridad radiológica intrínseca de las mismas (27):

- utilización de equipamiento convencional, de características simples y confiables, lo que le confiere a las instalaciones escasa necesidad de mantenimiento,
- utilización de materiales resistentes a las radiaciones,
- proveer a equipos e instalaciones con superficies fácilmente descontaminables,
- en instalaciones para tratamiento de residuos líquidos se evitará la existencia de bombas y válvulas inundadas (de ser posible) a fin de evitar derrames de líquidos durante operaciones de mantenimiento y/o en caso de fallo de sellos o empaquetaduras,
- duplicar todos aquellos elementos cuya falla implique la paralización de las operaciones,
- los sistemas de instrumentación se implementarán con una lógica 1 de 2 o 2 de 3, en los casos que así lo requieran (p.e. tratamiento de residuos líquidos de alta actividad). En estos casos la medición de los parámetros deberá efectuarse en base a distintos principios físicos,
- fácil accionamiento de equipos,
- prever barreras a fin de evitar las descargas involuntarias de material radiactivo,
- calcular el espesor del equipamiento para el máximo esfuerzo de diseño, adicionándole un espesor en exceso por corrosión,
- en los recipientes para la contención de líquidos el volumen utilizable no deberá exceder los 4/5 del volumen real,
- los inconvenientes de operación de los sistemas de tratamiento de residuos no debe afectar el normal funcionamiento de las áreas productivas,
- en el dimensionado de los sistemas se debe prever el tratamiento de volúmenes superiores a los normales, generados en situaciones incidentales o accidentales.

CRITERIOS GENERALES PARA LA GESTION DE RESIDUOS RADIACTIVOS

En el manejo diario de RR es necesario tener en cuenta una serie de criterios operativos a fin de garantizar una gestión adecuada de los mismos. Pueden discriminarse una serie de procedimientos recomendados: (27):

- **minimizar la generación de RR** (se reducen así los costos de gestión),
- **segregar los RR en la fase de generación,** evitando además, mezclarlos con residuos convencionales. La segregación se efectuará cuando diferencias tales como contenido de radionucleidos, período de semidesintegración, concentración, volumen y propiedades físicas y químicas lo hagan necesario, teniendo en cuenta las opciones disponibles para su disposición final.
- **almacenar en forma segura** y totalmente identificable los RR a la espera de su destino final,

- **almacenar en forma segura** y totalmente identificable los RR a la espera de su destino final,
- **reducir el volumen de los residuos** (se incrementa así la capacidad de almacenamiento o disposición final),
- **solidificar** aquellos residuos que no pueden ser descargados al medio ambiente,
- efectuar el **control de inventario** de los desechos eliminados y de los efluentes descargados al medio ambiente,

BIBLIOGRAFIA

(1) ICRP Publication 26 , Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Annals of the ICRP 1, No. 3, Pergamon Press, Oxford, 1977.
(2) ICRP Publication 37 , Cost-benefit analysis in the optimization of radiation protection. Annals of the ICRP 10, No. 2/3. Pergamon Press, Oxford, 1983.
(3) Statement from the 1985 Paris meeting of the ICRP, Annals of the ICRP 14, No. 3, Pergamon Press, Oxford, 1985.
(4) ICRP Publication 46, Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste, Pergamon Press, Oxford, 1985.
(5) E. Palacios, Criterios y opciones utilizados en Argentina para la eliminación de Residuos Radiactivos, IAEA-CN-48/54.
(6) J.P.Olivier, O.Ilari, P.D.Johnston; Long-term radiation Protection objectives in radioactive waste disposal, in Proceedings of the International Conference on Radioactive Waste Management, Seattle, USA, 16-20 de mayo de 1983, IAEA, Vienna, 1983 (IAEA-CN- 43/156).
(7) D.Beninson, A.J. González; Radiological protection criteria for radioactive waste repositories, in Proceedings of the 6ª International Congress of the ICRP, Berlin, 7-12 de mayo de 1984.
(8) D.Beninson; Limitation of future radiation exposures from the present operation of nuclear fuel cycle installations. in Proceedings of the IAEA International Symposium on the Limitation System in Nuclear Fuel Cycle Facilities and Other Radiation Practices, Madrid, 19-23 de octubre de 1981,(IAEA-SM-258/52).
(9) D.Beninson, B.Lindell; Application of ICRP recommendations to radioactive waste isolation. Proceedings of the International Conference on Radioactive Waste Management, Seattle, USA,16-20 de mayo de 1983, IAEA, Vienna, 1983 (IAEA-CN-43/43).
(10) ARN - Norma AR 3.1.3, Criterios relativos a accidentes, Buenos Aires, 1979, (Rev.1, 1997).
(11) A.J.González; The regulatory use of probabilistic safety analysis in Argentina, in Proceedings of the International Meeting on Thermal Reactor Safety, Chicago, USA, August 29 - September 2, 1982, NUREG/CP-0027.
(12) IAEA - Techniques for the solidification of high-level wastes, Technical Reports Series No. 176, Vienna, 1977.
(13) E.Palacios, J.Mattar, C. Perucca , G.E. Preiz, Bases conceptuales para la contrucción de un repositorio en la Argentina, in Proceedings of the International Conference on Radioactive Waste Management, Seattle, USA, 16-20 de mayo de 1983, IAEA, Viena, 1983 (IAEA-CN- 43/43).
(14) SKBF/KBS - Final Storage of Spent Nuclear Fuel - KBS -3 1983.
(15) IAEA - Acceptance Criteria for Disposal of Radioactive Wastes in Shallow Ground and Rock Cavities - Safety Series No. 71, Vienna, 1985.
(16) OECD-NEA - Shallow land disposal of Radioactive Waste - Reference levels for the acceptance of long-lived radionuclides, Paris, 1987.

(18) IAEA - Design, construction, operation, shutdown and surveillance of repositories for solid radioactive wastes in shallow ground - Safety Series No. 63 - Vienna, 1984.
(19) IAEA - Underground disposal of radioactive wastes, Basic Guidance - Safety Series No. 54 ,Vienna, 1981
(20) IAEA - Criteria for underground disposal of solid radioactive wastes, Safety Series No. 60, Vienna, 1983
(21) IAEA - Safety Analysis Methodologies for Radioactive waste repositories in shallow ground , Safety Series No. 64, Vienna, 1984.
(22) IAEA - Safety assessment for the underground disposal of radioactive wastes, Safety series No. 56, Vienna, 1981.
(23) IAEA - Performance assessment for underground radioactive Waste disposal systems, Safety series No. 68, Vienna, 1985.
(24) N. Chapman, I.G.McKinley, J.A.T. Smellie, The potential of natural analogues in assessing systems for deep disposal of high-level radioactive waste - KBS-84-16, Stockholm, 1984.
(25) IAEA - Concepts and examples of safety analyses for radioactive waste repositories in continental geological formations, Safety series No. 58., Vienna, 1983.
(26) D.J.Beninson, A.Migliori de Beninson; Radiological impact of radioactive waste management, REPO-1, CNEA-NT 8/81, contribución argentina al INFCE (INFCE/DEP/WG 7/18)
(27) E.Petraitis, Gestión de residuos radiactivos, en Apuntes para Curso de Capacitación en Y.P.F., Bs.As. 1979.
(28) ICRP Publication 60, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Pergamon Press, Oxford, 1991.
(29) ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL (IMO en inglés) - Resolución LC 51(16), Informe de la 16ta Reunión de Consultores de las Partes Contratantes de la Convención sobre Prevención de la polución marina por el vertimiento de Residuos y otras materias - LC 16/14, IMO, Londres (1993).
(30) IAEA - Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, 1994.
(31) ENREN, Norma AR 10.1.1, Norma básica de seguridad radiológica Argentina, 1994.
(32) IAEA , International basic safety standards for protection against ionising radiation and for the safety of radiation sources, Safety Series No. 115, Vienna, 1995.
(33) IAEA - Clearance levels for radionuclides in solid materials, Application of exemption principles - IAEA-TECDOC-855, Vienna, 1996.
(34) ICRP Publication 64, 1992 - Protection from Potential Exposure: A conceptual framework - Pergamon Press, Oxford, 1993.
(35) IAEA - Safety assessment of near surface radioactive waste disposal facilities: model intercomparison using simple hypothetical data (Test Case) - First Report of NSARS - IAEA-TECDOC-846, Vienna, 1995.

ANEXO

Estado de las instalaciones de eliminación de residuos de actividad baja e intermedia en varios países en 1994 (IAEA - Yearbook 1995)

PAÍS	REPOSITORIO/SITIO	TIPO DE REPOSITORIO
En proceso de selección de sitio		
Australia		Barr. ing.-Proximo a superf.
Bélgica		Barr. ing.-Proximo a superf.
Bulgaria		Barr. ing.-Proximo a superf.
Canadá		
China		Barr. ing.-Proximo a superf.
Rumania		Barr. ing.-Proximo a superf.
U.S.A.	Illinois	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Pensylvania	Barr. ing.-Proximo a superf.
Con sitio seleccionado		
Brasil	Abadia de Goias	Barr. ing.-Proximo a superf.
China	Gobi, Gansu	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Chanwan Bay, Guandong	Barr. ing.-Proximo a superf.
Egipto	Inshas	Barr. ing.-Proximo a superf.
México	Laguna Verde	Barr. ing.-Proximo a superf.
Noruega	Himdaflen	Cavidad de una mina
Reino Unido	Proximo a Sellafield (Nirex)	Repositorio geológico
Rep. Korea	Kurop-do	Cavidad de una mina
Suiza	Wellenberg	Cavidad de una mina
En Licenciamiento		
Canadá	Chalk River	Barr. ing.-Proximo a superf.
Alemania	Konrad	Cavidad de una mina
USA	Boyd County, Nebraska	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Fackin Ranch, Texas	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Ward Valley, California	Barr. ing.-Proximo a superf.
En construcción		
Finlandia	Loviisa	Cavidad de una mina
En Operación		
Argentina	Ezeiza (1970-)	Barr. ing./Simple-Prox. a superf
Bulgaria	Novi Han	Barr. ing.-Proximo a superf.
España	El Cabril (1992-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
Federación Rusa	Segiev Posad	Barr. ing.-Proximo a superf.
Finlandia	Olkiluoto (1992-)	Cavidad de una mina
Francia	Centre de l'Aube (1992-)	Barr. ing.-Proximo a superf.

ANEXO (Cont.)

Alemania	Morsleben (1981-)	Cavidad de una mina
Hungría	RHFT Puspökszilágy	Barr. ing.-Proximo a superf.
India	Trombay (1954-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Tarapur (1968-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Rajasthan (1972-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Kalpakkam (1974-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Narora (1991-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
	Kakrapar (1992-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
Japan	Rokkasho-mura (1992-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
Noruega	Kjeller (1970-)	Barr. ing.-Proximo a superf.
Pakistan	Kanupp (1971-)	Simple - Próximo a superficie
	Pinstech	Simple - Próximo a superficie
Polonia	Rozan	Barr. ing.-Proximo a superf.
Rumania	Baita-Stei	Repositorio Geológico
Sud-Africa	Vaalputs (1986-)	Simple - Próximo a superficie
Suecia	Forsmark (1988-)	Cavidad de una mina
Reino Unido	Drigg (1959-)	Simple y Barr.Ing.- Próx. a super
USA	Barnwell, South Carolina (1971-)	Simple - Próximo a superficie
	Hanford, Washington (1965-)	Simple - Próximo a superficie
Viet Nam	Dalat	Barr. ing.-Proximo a superf.

En Clausura

Francia	Centro de la Manche (1969-1994)	Barr. ing.-Proximo a superf.

Clausurados

Rep.Checa	Alcazar, Hostin (1953-1965)	Cavidad de una mina
USA	Beatty, Nevada (1962-1992)	Barr. ing.-Proximo a superf.

Fluorimetría y Espectrometría Alfa

Bombén, A.M.

Publicado en: Workshop sobre muestreo ambiental y técnicas analíticas,
Buenos Aires, Argentina, 17 al 19 de noviembre, 1997

FLUORIMETRIA

La determinación por fluorimetría del uranio natural es el método de elección frente al análisis radioquímico o radiométrico debido a la muy baja actividad específica del uranio natural y también es utilizada para la determinación de uranio enriquecido de actividad específica conocida. El método fluorimétrico también conocido como fluorometría o fluorescimetría ofrece alta sensibilidad, llegando a detectar hasta 10^{-4} µg de uranio natural/muestra y en general, no necesita de concentración o separación preliminar del uranio presente.

El método se basa en la medición de la fluorescencia que emite el uranio al estar fundido con un fundente apropiado (fluoruro de sodio) o una mezcla convenientemente ensayada conteniendo fluoruro de sodio. El producto de la fusión es expuesto a la luz ultravioleta para producir excitación. En condiciones ajustadas por la calibración, la intensidad de la luz emitida es proporcional a la cantidad de uranio presente.

Si se sospecha que los isótopos del uranio (^{238}U, ^{235}U y ^{234}U) están presentes en una proporción diferente de la correspondiente al uranio natural, es aconsejable realizar un análisis radioquímico y una identificación y cuantificación por espectrometría alfa.

Existen diferentes procedimientos para la determinación de uranio por fluorimetría, variando en solamente algunos detalles, pero en general constan de cuatro pasos:

- preparación de la muestra
- selección del fundente
- técnica de fusión
- medición de la fluorescencia de la preparación fundida

Preparación de la muestra

Diferentes tipos de muestras pueden ser procesadas para ser medidas por fluorimetría, por ejemplo, muestras sólidas tales como suelos y vegetales, muestras líquidas como aguas y líquidos residuales, también filtros y swep-test y muestras biológicas.

En la etapa de preparación se procede a la transformación de la muestra en una solución acidificada (pH alrededor de 2), y compatible con la etapa de fusión. En el caso de muestras sólidas, éstas pueden ser mineralizadas con mezclas oxidantes y llevadas a una disolución total.

Posteriormente, alícuotas de la muestra en solución (alrededor de 0,1 mL) son pipeteadas en cazoletas de platino y se procede a la evaporación por calentamiento suave bajo lámpara infrarroja, asociada a un sistema de extracción. Si fuera necesario separar el uranio de algún interferente, se podría realizar una extracción en solvente orgánico con extractante adecuado y luego proceder a realizar la fluorimetría sobre una alícuota del medio extractante, o, previamente, proceder a realizar un "stripping" del uranio con una solución acuosa de carbonato.

Selección del fundente

Una vez que la muestra ha sido evaporada en la cazoleta, el fundente es agragado por dispensación directa o en forma de "pellet". La cantidad agregada es variable de 0,1 a 2,5 g (generalmente 0,4 g), dependiendo de la cazoleta utilizada, la composición de la mezcla fundente y de las condiciones en que se llevó a cabo la calibración de la técnica. El fundente puede ser:

- fluoruro de sodio puro
- mezcla conteniendo fluoruro de sodio y 2 % de fluoruro de litio
- mezclas de carbonato de sodio y potasio conteniendo porcentajes variables de fluoruro de sodio (1-10%).

Las mezclas conteniendo carbonatos funden a temperaturas alrededor de 600° C, por lo que pueden usarse cazoletas de oro en vez de las de platino. Estas mezclas también son indicadas cuando no se cuenta con hornos de fusión para altas temperaturas.

La utilización de fluoruro de sodio puro o mezclas de fluoruros, ofrece gran sensibilidad y especificidad a la técnica pero requiere equipamiento que pueda superar los 1000° C. La utilización de fluoruro de litio en la mezcla hace posible que la preparación fundida pueda ser removida y medida en

otra cazoleta, para disminuir el error por variación en la reflexión. Se ha observado que, con cantidades de fluoruro de litio menores del 1%, no es posible remover la preparación fundida de la cazoleta de platino y que, con cantidades mayores del 3% se produce una disminución en la fluorescencia emitida, llegándose a observar corrosión y ataque del platino de la cazoleta con cantidades superiores al 10 %.

Técnica de fusión

La muestra evaporada y la mezcla fundente, colocadas en la cazoleta, son fundidas a la temperatura estipulada. En el caso de mezclas fundentes conteniendo carbonatos, se puede llevar a cabo en una mufla, mientras que para fundentes libres de carbonatos se requiere de quemadores a gas con suficiente intensidad para producir la fusión entre 30 y 60 segundos.

En la estandardización de la técnica se debe determinar el punto de fusión de la mezcla fundente con un pirómetro y luego ajustar la temperatura de fusión de la técnica, 50° C por arriba del punto de fusión hallado. El material debe permanecer fundido durante 1-2 minutos y luego debe permitirse que se enfríe. Durante el enfriamiento se producen diferentes tipos de cristales. Si se enfría muy rápido los cristales se fracturan, por lo que es ideal un enfriamiento lento para que la superficie sea más uniforme y transparente. El tiempo ideal de enfriamiento es de 15 minutos, ya que la intensidad de la fluorescencia aumenta en los primeros 15 minutos y luego se mantiene constante por alrededor de una hora. Si la medición no puede ser llevada a cabo inmediatamente, es aconsejable conservar las cazoletas bajo lámpara infrarroja, para evitar la hidratación.

La precisa reproducción de las condiciones de fusión es, quizás, el más importante factor para asegurar buenos resultados analíticos, ya que variaciones en la composición y temperatura de la llama, y los tiempos de fusión y de enfriamiento, llevan invariablemente a resultados erráticos. Cada set de muestras que van a ser fundidas debe ir acompañado por blancos y muestras de composición conocida, para asegurar al operador la validación de los resultados obtenidos.

Medición de la fluorescencia de la preparación fundida

La fluorescencia del uranio fundido con fluoruro se presenta como una luz amarillo-verdosa característica, que tiene un máximo a 555 nm, cuando se excita con luz ultravioleta de 350-370 nm. Ambas zonas son específicas para el uranio y esa fluorescencia es medida en un aparato adecuado. El aparato debe irradiar luz ultravioleta con $\lambda = 365 \pm 5$ nm y el fotocátodo debe eliminar longitudes de onda menores de 500 nm y mayores de 600 nm, teniendo un máximo de transparencia a 555 ± 10 nm. Además, debe tener respuesta lineal en las diferentes escalas de medición para asegurar el amplio rango necesario.

La cuantificación de uranio por fluorimetría se basa en que la intensidad de la fluorescencia aumenta en forma lineal al aumentar la cantidad de uranio.

La determinación de uranio se lleva a cabo por medición en el fluorímetro de las cazoletas correspondientes a la muestra incógnita, y la interpolación de la lectura obtenida en la curva de calibración que fue elaborada en base a muestras blanco de reactivos y muestras correspondientes a la curva patrón que debe abarcar todas las escalas en las cuales se llevarán a cabo las mediciones.

El rango de medición es de 2.10^{-3}-50 μg de uranio/cazoleta. Si la concentración es mayor, se lleva a cabo una dilución de la muestra, mientras que en el caso de requerir un límite de detección más bajo, se debe procesar mayor cantidad de muestra y aumentar la alícuota evaporada en la cazoleta. Límites de detección del orden 10^{-2} μg/L son alcanzables procesando 1 L de muestra y utilizando alícuotas de 600 μL.

Causas de error en la medición por flourimetría

Interferencias

Se ha observado que hay algunos iones que interfieren con la fluorimetría, es así que pequeñas cantidades de Cd, Cr, Cu, Fe, Mg, Mn, Ni, Pb, Pt, Si, Th, y Zn interfieren, actuando como sustancias quencheantes.

El quenching es definido como un proceso que disminuye la intensidad observada de la fluorescencia de una muestra y es un factor que puede complicar la interpretación de los resultados. Muestras en las que se presume la presencia de sustancias quencheantes deben ser analizada por dilución o utilizando un standard interno. Ambos métodos se basan en que, la magnitud del fenómeno de quenching es función de la cantidad de sustancia quencheante y es independiente de la cantidad de uranio.

El método de la dilución es aplicable a muestras donde, la concentración de uranio es importante y aún puede medirse utilizando alícuotas muy pequeñas. Si la fluorescencia medida es proporcional al tamaño de la alícuota utilizada, eso significa que no hay quenching.

El método del standard interno utiliza el agregadó de cantidades conocidas de uranio a la muestra, alrededor de 10 veces la cantidad presente en la muestra. Conociendo la cantidad agregada, se puede cuantificar el efecto quencheante de la muestra sobre la fluorescencia debida al uranio agregado. Se utiliza la corrección, que de allí deriva, sobre la fluorescencia medida en la muestra sin agregado de standard interno.

Por otro lado, hay interferentes como el Nb y Ta que aumentan el fenómeno de fluorescencia.

Desde el punto de vista químico, las condiciones más favorables para realizar una medición por fluorimetría y aumentar la sensibilidad del método consiste en trabajar con bajas concentraciones de interferentes en la muestra y en la mezcla fundente. El problema de las interferencias es mayor cuando se utilizan mezclas fundentes conteniendo carbonatos. Este es el caso del Cd, que no resulta interferente al utilizar fluoruros puros como fundentes.

Tiempo de fusión, temperatura de fusión y método de enfriamiento

El prolongado tiempo de fusión como así también el exceso de temperatura en la etapa de fusión, producen corrosión y disolución del platino de las cazoletas, produciendo efecto quencheante, por lo que se considera que la estandardización de la fusión es el paso más crítico en la fluorimetría.

Reflexión de la luz en la cazoleta de platino

La variabilidad en las lecturas de las cazoletas en los duplicados de las muestras, luego de la fusión, revelan diferencias en el fenómeno de reflexión que se producen, aún en un mismo lote de cazoletas, provocando dispersión de los datos de lectura para una misma muestra y errores en los resultados finales. Esto se puede corregir, realizando la lectura siempre en una misma cazoleta, minimizando la dispersión por reflexión.

Espesor de la pastilla fundente

Es extremadamente importante calibrar y controlar el dispensador de fundente, ya que, variaciones en el mismo conducen a diferencias en las lecturas de los duplicados de las muestras.

Estabilidad de la preparación fundida

La absorción de vapor de agua por parte de la preparación fundida, produce una disminución de la fluorescencia emitida, por lo que se debe estandardizar el tiempo y las condiciones de lectura. Este fenómeno es más importante si se usan mezclas fundentes ricas en carbonatos.

El método de medición de uranio por fluorimetría puede considerarse de gran utilidad, por la gran variedad de muestras que pueden ser analizadas, la simplicidad de la preparación de las muestras, la alta sensibilidad y especificidad de la técnica y su extendido rango de medición.

ESPECTROMETRIA ALFA

La identificación y cuantificación de radionucleidos alfa emisores juega un rol importante en los estudios y monitorajes ambientales, en la protección radiológica, en las inspecciones en instalaciones nucleares, salvaguardis ambientales y en los estudios geológicos y geomorfológicos (datación por U-Th). La espectrometría alfa es un método extremadamente útil y sensible para la detección de radionucleidos alfa emisores en una gran variedad de materiales, debido a su excelente resolución en energías y gran sensibilidad.

En los últimos tiempos, cada vez son más los laboratorios que cuentan con detectores y equipamiento para realizar este tipo de mediciones. A pesar de que esta tecnología parece no implicar grandes dificultades en su implementación, su aplicación puede traer aparejados problemas que comprometen los datos y los resultados obtenidos. Es por eso que, como para todo método analítico, es necesario realizar una buena selección del instrumental de medición, conocer las limitaciones del mismo y controlar la preparación de las muestras que van a ser medidas, para obtener resultados válidos.

Fundamentos de la espectrometría alfa.

Los radionucleidos alfa emisores producen espontáneamente partículas alfa (núcleos de ^{4}He) con energías que les son características, generalmente comprendidas entre 4 y 6 Mev. Algunos son monoenergéticos como el ^{210}Po (5,304 Mev) y el ^{222}Rn (5,490 Mev), mientras que otros tienen diferentes energías con variados rendimientos, como es el caso del ^{241}Am con emisión alfa de 5,486 Mev (Y= 86%), 5,443 Mev (Y=12,7%) y otras emisiones alfa, ninguna de las cuales supera el 0,25%.

Las emisiones alfa son partículas cargadas pesadas y por ser grandes pierden, rápidamente energía al interaccionar con los materiales, siendo éste el fundamento de su medición en detectores semiconductores. Los detectores para espectrometría alfa son cristales de Si de ultrapureza (valencia IV) que han sido impurificados en su cara anterior y posterior con elementos tri y pentavalentes (del orden de ppm), lográndose una estructura p-i-n, en los cuales la zona depletada es amplificada por la aplicación de una tensión invertida. Esta zona depletada es el volumen sensible del detector y puede extenderse hasta un voltaje límite de ruptura. Los detectores generalmente tienen zonas depletadas que van de 100 a 1000 μm, siendo el costo directamente proporcional a la profundidad de la zona depletada. Este volumen sensible es el que permite la colección de cargas generadas por la partícula alfa al atravesar el cristal, y el número de cargas colectadas es directamente proporcional a la energía de la partícula. Estas cargas colectadas provenientes de la ionización generan un pulso resultante muy pequeño, al que es necesario amplificar inicialmente con un preamplificador. La cadena de análisis se completa con un amplificador, un ADC, un MCA asociado a una PC y un software analizador de espectros.

La partículas alfa son frenadas por una simple hoja de papel o la piel humana y esto aplicado a la detección, hace que cualquier medio físico presente entre el radionucleido emisor alfa y la porción activa del detector absorba parte de la energía de la partícula alfa. Esta atenuación característica, que se manifiesta tanto por la muestra en si misma (autoabsorción), como por los materiales existentes entre la muestra y el volumen activo del detector, produce una cola característica en el pico alfa. Este pico alfa tiende a tener una forma asimétrica, más que la forma Gaussiana, típica de la espectrometría gamma. Al realizar la espectrometría se debe tratar de reducir al máximo el tamaño de la cola, es por eso que, se realizan las mediciones en cámaras en las que se ha efectuado vacío y las muestras deben estar adecuadamente preparadas.

Las mediciones por espectrometría alfa demandan detectores con alta resolución y eficiencia, bajo ruido, buena confiabilidad y estabilidad, reducidas corrientes de fuga y resistencia frente a la limpieza y decontaminación de sus superficies.

Una forma de definir la resolución de un detector es a través del ancho del pico a la mitad de la altura (FWHM). En espectrometría alfa, una alta resolución se logra manteniendo una uniforme y muy delgada ventana de entrada sobre la superficie del detector y reduciendo las corrientes de fuga y el ruido. Para partículas alfa se logran resoluciones de 12-35 Kev y para partículas beta de 6-30 Kev,

siendo una resolución de 17 Kev, comúnmente alcanzable por un detector de 450 mm^2 de área activa. La resolución en espectrometria alfa depende del radionucleido considerado ya que algunos emiten partículas alfa de diferentes energías y rendimientos, que se integran en un solo pico (multiplete), ensanchándolo.

Los detectores para espectrometria alfa se caracterizan tanto en términos del área activa como por el espesor de su zona depletada. La resolución depende fundamentalmente del tamaño del detector, siendo mejor en detectores con área pequeña. Los detectores más comúnmente usados tiene áreas activas que van de 25 a 3000 mm^2.

Otra de las características requeridas para una medición por espectrometría alfa es la alta eficiencia, que se logra con detectores de ventana delgada y asegurando una zona depletada mínima de 140 μm, la cual absorberá partículas alfa de hasta 15 Mev, cubriendo en su totalidad el rango de radionucleidos alfa emisores. Con detectores de área activa adecuada se pueden lograr eficiencias mayores del 40 %.

El bajo fondo se logra con detectores y cadenas de amplificación de bajo ruido. La capacitancia del detector se reduce a altos voltajes, por lo que el nivel de ruido más bajo y la mejor resolución se obtienen aplicando el voltaje más alto dentro del rango recomendado. Con voltajes superiores a los recomendados, la corriente de fuga se incrementa causando ruido excesivo y pérdida de resolución. Los fondos comúnmente medidos están en el orden de 0,05 cuentas por hora y cm^2, éstos se logran tanto a través de una manufactura y testeo limpios como con un uso cuidadoso de los detectores.

Factores que influyen en la resolución y la eficiencia de una medición por espectrometría alfa

Debe destacarse que la obtención de una buena resolución no depende sólo del detector, ya que influyen otros factores externos tales como: correcta preparación de la fuente que asegure un espesor adecuado, distancia detector-fuente y presión de operación dentro de la cámara de vacío optimizadas, y especialmente la calidad del preamplificador y el sistema de espectrometria en su conjunto.

Espesor de la fuente

Las fuentes para ser medidas por espectrometría alfa deben ser homogéneas y muy finas (nunca superiores a 3 μm de espesor y no más de 10 a 20 μg de depósito), para evitar la degradación de energía por autoabsorción. La autoabsorción es proporcional al espesor de las fuentes e inversamente proporcional a la actividad específica. Para actividades específicas del orden de 100 Bq/cm^2, la autoabsorción es generalmente despreciable para fuentes libres de carrier. Sin embargo, el espesor de las fuentes libres de carrier depende de la probabilidad de transición del isótopo considerado, y aumenta con el período, y expresado como "pérdida de energía" está en el orden de 0,03 Kev para isótopos de período corto tales como ^{239}Pu ($t_{1/2}$= 2,4.10^4 años) y ^{230}Th ($t_{1/2}$=7,5.10^4años) y es de alrededor de 5 Kev para un isótopo de período largo tal como ^{238}U ($t_{1/2}$= 4,7.10^9 años).

Cuando se estima el espesor de una fuente con carrier, todos los isótopos depositados deben ser considerados, esto se aplica tanto para dos isótopos diferentes del mismo elemento en cuestión o para la deposición simultánea de otros elementos durante la preparación de la fuente.

Pueden existir problemas con fuentes de alta actividad, ya que la autoabsorción es proporcional al total de la actividad de la fuente. En el caso de una misma actividad total, la actividad específica puede ser reducida al aumentar el diámetro de la fuente. En este caso, se debería elegir un detector de diámetro igual a la fuente para aumentar la eficiencia y para reducir las energías degradadas de las partículas alfa, que inciden en el detector con un ángulo muy agudo.

Distancia fuente-detector

Todas las partículas que llegan a la superficie activa del detector son contadas. Es así que, la eficiencia de contaje del detector está dada por la eficiencia geométrica, que resulta de considerar cuanto el detector ve de la fuente. Para el caso de un detector circular y una fuente en un disco circular isotrópico, el ángulo sólido puede ser calculado a través del método de Monte Carlo.

Se puede observar que la eficiencia de contaje disminuye al aumentar la distancia fuente-detector, mientras que para una misma distancia, aumenta la eficiencia de contaje al aumentar el área sensible del detector. Para igual área del detector e igual distancia fuente-detector, la eficiencia

disminuye al aumentar el diámetro de la fuente. Todos los cálculos se llevaron a cabo evaluando el ángulo sólido y una posterior verificación fue realizada en forma experimental, observándose que las eficiencias reales variaban ligeramente con respecto a las calculadas, especialmente para distancias pequeñas entre la fuente y el detector, debido a la autoabsorción en la fuente.

Cuando la fuente se acerca al detector, mejora la eficiencia pero se produce un ensanchamiento del pico, aumentando el FWHM y empeorando la resolución. Esto se debe a que, se incrementa el ángulo de incidencia de las partículas, hay un aumento efectivo del espesor de la ventana de entrada y una consecuente degradación de la energía. Para una distancia dada, también se observa un aumento del FWHM y un corrimiento del pico hacia la izquierda del espectro al aumentar la capa del absorbedor (aire) entre la fuente y el detector, haciéndose extremo si la fuente es cubierta con una capa de Mylar.

Al calibrar un sistema de medición por espectrometría alfa se trata de optimizar los parámetros: distancia fuente - detector y espesor del absorbedor. Se debe considerar si están presentes uno o más nucleidos cuyos picos se puedan solapar y también se debe tener en cuenta las actividades involucradas, que pueden requerir alta eficiencia de contaje para disminuir los tiempos de medición.

Estabilidad en las mediciones por espectrometría alfa.

En las mediciones por espectrometría alfa se necesita estabilidad en el tiempo y con respecto a la temperatura, ya que las mediciones en general pueden ocupar muchas horas o días, y un corrimeiento durante el tiempo de contaje podría llevar a resultados erróneos o espectros no válidos.

La falta de estabilidad en los detectores de barrera de superficie está dada por los bordes epoxi del encapsulado. En los detectores del tipo ión implantado no existen estos problemas, por lo que son intrínsecamente estables a largo plazo. Además, los detectores de ión implantado tienen corrientes de fuga un orden de magnitud menores que los detectores de barrera de superficie, por lo que la dependencia con la temperatura se hace despreciable, y hasta la temperatura máxima aconsejada (35°C) no se observan corrimientos en los picos del espectro.

Preparación de las muestras para espectrometría alfa.

Ya se ha expresado que una correcta preparación de las muestras es uno de los factores más importantes, más que cualquier otro paso, para la obtención de resultados válidos en espectrometría alfa, ya que el resultado de la medición obtenida con una muestra no preparada correctamente, no se puede revertir, aún cuando se usen los mejores detectores o la mejor electrónica. La preparación convierte la muestra en una fuente de capa delgada, de radionucleidos químicamente aislados, que puede ser colocada en el espectrómetro y contada con las mínimas interferencias y autoabsorción.

Debido a que las energías de las partículas alfa de muchos de los radionucleidos de interés difieren en solo 10-20 Kev, valor muy cercano a la resolución del sistema, es necesario que estos elementos sean separados químicamente antes de la medición. Como separación química se entiende la aislación del elemento específico en la muestra, para minimizar la interferencia entre los múltiples radionucleidos alfa emisores que pueden estar presentes en la misma.

Para evaluar las inevitables pérdidas que se producen durante la separación, una cantidad conocida de un isótopo determinado del elemento a determinar, pero con una energía bien diferenciada (trazador), es agregado a la muestra (Ej.: ^{232}U para la determinación de uranio). Ya que todos los isótopos de los elementos tienen el mismo comportamiento químico, el porcentaje de pérdida sufrido por el trazador durante el proceso químico es igual al porcentaje perdido en la muestra, asumiendo que el trazador está homogéneamente distribuido en la muestra y ha llegado a un equilibrio químico con la misma. La cantidad de trazador agregado a la muestra debe guardar relación con la actividad del nucleido a cuantificar.

La conversión de las muestras en una forma aceptable para ser contada por espectrometría alfa es, muy frecuentemente, un proceso largo ya que requiere numerosos pasos. Centenares de metodologías diferentes han sido publicadas en la literatura para aplicaciones específicas (Ej.: determinación de U, Pu y Am en suelo, determinación de U y Th en sedimentos marinos).

Los tres principales pasos en la preparación de una muestra para espectrometría alfa son: tratamiento preliminar, separación química y montaje de la fuente.

Tratamiento preliminar

Este proceso se realiza para homogeneizar, preservar y preparar la muestra para el siguiente proceso químico. Diferentes tratamientos son usados, teniendo en cuenta la naturaleza de la muestra a analizar (sólidas, líquidas, filtros, sweep-test). En general, se procede a la disolución y destrucción de la materia orgánica por tratamiento ácido y oxidativo y en esta fase es agregado el trazador.

Para una muestra sólida (Ej.: suelo, vegetales, sedimentos marinos), un pre-tratamiento clásico puede involucrar: secado, molido y tamizado en una malla 100 Mesh, muflado para remover restos de materia orgánica y finalmente disolución en una solución de ácido fuerte, generalmente una mezcla de ácido nítrico, ácido perclórico y ácido fluorhídrico. Este último es necesario si las muestras contienen silicatos, ya que por evaporaciones repetidas de la muestra disuelta en medio ácido, se removerán los silicatos como tetrafluoruro de silicio. Hornos a microondas y bombas de digestión convencionales puede acelerar el proceso de digestión y este es el método deseable ya que elimina mucho del ácido fumante del laboratorio, teniendo como limitación, sin embargo, la pequeña cantidad de muestra que puede ser procesada.

Técnicas de fusión a altas temperaturas son también usadas para la disolución de muestras de suelo, usando pirosulfatos, boratos y carbonatos. De particular interés es la técnica de pirosulfatos que remueve todos los silicatos y asegura una completa disolución. Un método alternativo para la disolución total, involucra el lixiviado de la muestra con una mezcla de ácidos fuertes. Esta es una buena aproximación cuando el nucleido de interés está depositado sobre la superficie de los suelos y el objetivo no es determinar el que se ha incorporado en la matriz cristalina.

Las muestras líquidas (Ej.: aguas, líquidos residuales), generalmente, son acidificadas con ácido nítrico o clorhídrico, inmediatamente luego de la recolección. Esto asegura que los trazadores y los radionucleidos de interés permanezcan en solución y además se inhibe el crecimiento biológico. La filtración de muestras líquidas depende de los requerimientos analíticos, si la concentración a medir es "soluble "o "total". Luego del agregado de trazadores radiactivos y elementos carrier estables, las muestras líquidas son concentradas por diferentes técnicas de co-precipitación. Esta separación inicial sirve como un paso de purificación preliminar, ya que muchos elementos comunes son separados durante el proceso.

Los filtros y sweep-test son generalmente procesados por ataque ácido y en el caso de papeles de filtro son generalmente incinerados previo al tratamiento con ácidos fuertes, como en el caso de suelos. Los filtros de fibra de vidrio pueden disolverse con ácido fluorhídrico y las membranas filtrantes son tratadas con ácido nítrico. En algunos casos es posible medir directamente los filtros de aire, eliminando el procesamiento químico.

Separación química

La separación química se usa para aislar los elementos de interés. Las técnicas usadas para la separación y purificación incluyen co-precipitación, extracción líquido-líquido, intercambio iónico y cromatografía de extracción. En algunos casos, se pueden combinar dos ó más de estas técnicas.

1.Co-precipitación

Se usa habitualmente para pre-concentrar radionucleidos y removerlos de la matriz en que se hallan, por ejemplo, la precipitación de oxalato de calcio removerá la mayoría de los actínidos, dejando en solución muchas sustancias orgánicas e inorgánicas. El mecanismo de co-precipitación, en la mayoría de los casos, es por inclusión, por ejemplo, el hidróxido férrico o de aluminio, pueden ser usados para aislar uranio de soluciones acuosas ácidas por el agregado de hidróxido de amonio libre de carbonato, formando un precipitado de naturaleza amorfa y que contiene muchas moléculas de hidratación. El uranio también puede también ser co-precipitado con fluoruro de Al, Ti, Zr o La o como fosfato.

2.Extracción líquido-líquido

En este procedimiento, usualmente llamado extracción en solvente, se usan ácidos orgánicos, cetonas, éteres, ésteres y derivados alcohólicos u orgánicos del ácido fosfórico para llevar a cabo la extracción de uranio y otros actínidos.

En algunos casos, la extracción con solventes puede concentrar el nucleido de interés diez o más veces, y puede ser muy selectiva para el o los nucleidos de interés. Sin embargo, la extracción presupone que los nucleidos estén en estado iónico en un medio acuoso, ya que los nucleidos no pueden ser extraídos si están suspendidos o en forma coloidal, ni si la solución acuosa contiene materiales orgánicos complejantes.

Dependiendo del coeficiente de distribución (K_D) del ión para el sistema de extracción líquida, pueden necesitarse varias extracciones sobre la muestra para obtener un alto rendimiento de extracción del radionucleido de interés.

3.Intercambio iónico

Una de las formas más efectivas y utilizadas para realizar separaciones químicas involucra la técnica de intercambio iónico. Aunque esto puede ser llevado a cabo en "batch", es mucho más común y conveniente utilizar una columna. Con la muestra en un medio acuoso moderadamente ácido, el intercambio se lleva a cabo cuando los iones de interés (generalmente complejos de actínidos) reemplazan a iones contrarios de la resina de intercambio, mientras que el resto de los iones pasan a través de la resina y son descartados. El radionucleido de interés es posteriormente eluido de la resina ajustando la concentración del ácido. Con una cuidadosa selección de los parámetros, los procedimientos de intercambio iónico pueden dar excelentes resultados, con la ventaja de no requerir un seguimiento estricto, por lo que se pueden procesar muchas muestras simultáneamente.

4.Cromatografía de extracción

A pesar de que operacionalmente es un proceso similar al intercambio iónico, la cromatografía de extracción es técnicamente más afín a la extracción líquido-líquido. En principio, se lleva a cabo una impregnación de un soporte inerte con el reactivo extractivo, y luego esta "resina" de extracción cromatográfica es colocada en una columna, para ser operada con mayor facilidad, otra de las ventajas es su alto grado de selectividad para un elemento o un grupo de elementos, reduciendo los tiempos de proceso de separación química de las muestras.

Montaje de las muestras.

Luego de la separación, el paso siguiente es montaje de la muestra para lograr una fuente adecuada para ser medida. La producción de una fuente de estas características es uno de los pasos más importantes y difíciles de la preparación de la muestra.

Con el propósito de obtener la mejor resolución posible en la medición por espectrometría alfa, es necesario obtener una fuente plana, con un depósito delgado y uniformemente distribuido. Idealmente, la fuente debe tener una capa monoatómica del emisor alfa a ser medido, y sin presencia de material extraño sobre el emisor alfa que atenúe la radiación emitida. La fuente debe reunir otras condiciones tales como que pueda ser manipulada, que sea químicamente estable y que todas las trazas de solvente y ácido hayan sido removidas para evitar daños en las cámaras de contaje y en los detectores.

Hay tres métodos para realizar el montaje de fuentes:

a) evaporación a partir de un solvente orgánico
b) electrodeposición
c) precipitación/filtración

La evaporación directa de una solución acuosa puede ser usada para montar fuentes alfas aceptables, pero las fuentes obtenidas tienden a ser menos uniformes que las producidas por otros métodos. Agentes dispersantes pueden ser incorporados a la solución, aunque el resultado es la obtención de depósitos orgánicos que luego deben ser quemados antes de que la muestra pueda ser medida. En general, esto causa una pobre adherencia del radionucleido al soporte y una mala resolución.

Por otra parte, la evaporación directa de soluciones orgánicas conducen a la obtención de fuentes de emisores alfa casi libres de depósitos sólidos. El TTA en benceno ha sido usado para complejar al U y Th, y el TTA en tolueno es muy usado para Pu. Un procedimiento típico es separar la muestra por extracción con solvente o por intercambio iónico, evaporar a sequedad y luego tratar el

residuo con ácido perclórico y nítrico, para oxidar la materia orgánica remanente. El ion purificado que está en solución acuosa es extraído con TTA, depositado sobre un disco de acero inoxidable y evaporado.

La electrodeposición es el método más usado por los radioquímicos para la preparación de fuentes alfa standard. Es aplicable a muchos elementos y los depósitos pueden realizarse sobre discos de acero inoxidable, cobre, níquel u otros materiales. Se utiliza una celda en la cual el disco metálico es el cátodo, con un solo lado expuesto al electrolito, mientras que el ánodo es siempre de platino.

Muchos procedimientos para la electrodeposición de actínidos usan soluciones acuosas en formas ligeramente ácidas o alcalinas. En general, el método para electrodepositar actínidos (desde Th a Cm) es una deposición del nucleido como óxido hidratado desde una solución buffer ligeramente ácida. El uranio puede ser electrodepositado como óxido hidratado o como UF_4, dependiendo del electrolito usado y algo similar ocurre con el Pu.

La electrodeposición produce excelentes fuentes para ser medidas por espectrometría alfa, ya que con una técnica bien realizada se pueda a lograr fuentes finas y uniformes. Además, una fuente electrodepositada es durable en el tiempo y puede ser guardada en el laboratorio indefinidamente. Sin embargo, esta técnica es larga ya que requiere 1 ó 2 horas por muestra , y por tal razón los laboratorios con muchas muestras a procesar deben encarar otros tecnologías. Uno de los métodos más exitosos para producir fuentes sin electordepositar es la co-precipitación de un actínido con pequeñas cantidades de tierras raras como carrier (generalmente 50-100 μg de Ce, Nd, etc.). El elemento carrier puede ser precipitado como fluoruro (por agregado de ácido fluorhídrico) o como hidróxido (por agregado de hidróxido de amonio). La pequeña cantidad de precipitado es luego filtrada con una membrana filtrante de 0,1μm que es luego secada y montada sobre un soporte, para luego proceder a la medición. El método es rápido, barato y se obtienen resoluciones cercanas a las obtenidas con una buena electrodeposición y los rendimientos también son comparables.

La preparación de las muestras para su medición por espectrometría alfa, muchas veces, es un "arte" más que una ciencia. Afortunadamente, los desarrollos en esta área han facilitado la tarea. La calidad final de la fuente obtenida es significativamente importante para el resultado final del análisis, por eso es importante invertir tiempo y esfuerzo para evaluar el mejor modo de encarar la preparación de las muestras.

Operación del sistema de medición por espectrometría alfa

Calibración del sistema

Con el propósito de realizar una correcta identificación y cuantificación de los nucleidos alfa emisores, es necesario calibrar el sistema en energías y eficiencia. El método más sencillo y efectivo para llevar a cabo esta calibración es por medio del contaje de fuentes standard de alta calidad con una mezcla de radionucleidos alfa emisores de largo período (^{233}U, ^{234}U, ^{239}Pu y ^{241}Am), que fueron electrodepositados sobre un disco de acero inoxidable pulido. A diferencia de la espectrometría gamma, no se observa diferencia significativa en la eficiencia del detector en función de la energía, en el intervalo de 2,5 a 8,8 Mev.

En el análisis del espectro de la fuente standard, se realiza la identificación de los picos y se registra el número de canal en el cual aparece el centroide, con esta información el sistema de calibración construye una curva de energía en función del número de canal. Luego, al analizar una muestra desconocida, el número de canal en el cual aparece el centroide del pico es interpolado en la curva de calibración (canal-energía) y a partir de esta energía se identifica al emisor alfa.

En estas fuentes de calibración la actividad de cada nucleido debe mantenerse en niveles constantes de alrededor de 100 dpm. Estas mediciones permiten simultáneamente calibrar en eficiencia, para las condiciones geométricas y de distancia fuente-detector en que se realizó la calibración. Para la calibración en eficiencia, se integra el contaje correspondiente al pico del radionucleido standard y se relaciona con la actividad, hallándose un factor de eficiencia, que luego será aplicado a la cuantificación del emisor alfa que sea medido en esa determinada geometría de contaje. Se considera una buena práctica, controlar estos parámetros en base a un esquema regular y muchos laboratorios lo realizan semanalmente.

Contajes rutinarios

Las muestras en general son procesadas en "batch" para obtener calidad y rendimientos más comparables, siendo el número de muestras incluidas en un "batch" función de la disponibilidad del equipamiento. Las mediciones en general se realizan durante la noche pero, según los requerimientos de límite de detección, pueden ocupar varios días. Conocer los radionucleidos incluidos en la muestra, es importante para seleccionar la zona de interés a integrar (ROI), de otro modo, primero debe llevarse a cabo la identificación y luego la cuantificación. Es necesario contar con un sistema de análisis de espectros que realice deconvolución de picos y evalue la contribución de la cola de un pico sobre la zona de contaje de los otros radionucleidos.

Espectros de emisores alfa

Torio

En muchas muestras ambientales es necesario determinar torio (^{228}Th, ^{230}Th y ^{232}Th) y la utilización de ^{229}Th como trazador, facilita la determinación del rendimiento químico. Al observar un espectro de una muestra donde se determina torio, debe tenerse en consideración la proximidad de los picos correspondientes al ^{230}Th y al ^{229}Th, este último al tener un esquema de decaimiento alfa complejo, los picos deben ser integrados sobre un amplio rango de energía. Asimismo, debe realizarse una corrección del 6% por la contribución del ^{224}Ra en la región correspondiente al ^{228}Th.

Uranio

Para la determinación de uranio (natural y con diferentes grados de enriquecimiento) el trazador utilizado es ^{232}U, debe considerarse la contribución del ^{210}Po y también que el ^{232}U decae en ^{228}Th, por lo que resulta difícil realizar la determinación de torio y uranio en forma secuencial. La utilización de ^{233}U como trazador se ve invalidada por la proximidad de su pico de energía con el pico correspondiente al ^{234}U.

Neptunio

Para la determinación de neptunio (^{237}Np) no hay trazador alfa emisor disponible, por lo que se recurre al ^{239}Np, que es un emisor beta-gamma ($t_{1/2}$= 2,35 días) para determinar el rendimiento químico del proceso. La mayor interferencia en el análisis de neptunio, corresponde al ^{234}U presente en grandes cantidades en las muestras ambientales (relación ^{234}U/^{237}Np = 5. 10^5) y cuya energía de emisión alfa coincide con la del ^{237}Np. En este caso, es fundamental un alto rendimiento en la separación de ambos radionucleidos y además una posterior corrección del ^{234}U remanente por medio de la observación del ^{238}U presente.

La cola del $^{239+240}$Pu puede también interferir en el análisis, si no ha sido eficientemente separado del neptunio. El ^{231}Pa tiene dos energías alfa predominantes, una de las cuales (rendimiento del 12 %) produce interferencia en la región del ^{237}Np, pero si el pico de energía es integrado desde 4,7 a 4,83 Mev (representa el 81 % de las partículas alfa) esta interferencia se hace despreciable.

Plutonio

En las determinaciones de plutonio (^{239}Pu y ^{238}Pu) los trazadores disponibles son el ^{236}Pu y el ^{242}Pu. Hay ciertas ventajas al usar ^{242}Pu, ya que el corto período del ^{236}Pu hace necesaria una continua corrección por decaimiento, además el ^{236}Pu tiene una energía que interfiere con el ^{224}Ra, si es que el torio presente no ha sido completamente separado, lo que llevaría a un aumento erróneo del rendimiento químico calculado. En esta determinación debe tenerse en cuenta también, la presencia de impurezas de otros isótopos del plutonio presentes en el trazador (^{238}Pu, ^{241}Pu), y considerarse la cola del ^{236}Pu en la región del ^{238}Pu. El ^{236}Pu también produce ^{232}U y ^{228}Th que deben considerarse en las determinaciones de uranio y torio, respectivamente. Si hay ^{210}Po presente, interfiere seriamente en la cola del $^{239+240}$Pu.

Americio y Curio

Normalmente se usa el ^{243}Am como trazador para las determinaciones de ^{241}Am, e isótopos del curio también pueden usarse ya que los rendimientos químicos para la mayoría de las técnicas utilizadas dan rendimientos similares para ambos radionucleidos.

La presencia de lantanos en estos análisis hace que los depósitos sean de mayor espesor, degradando el espectro alfa. También emisores alfa naturales pueden interferir en la determinación del rendimiento químico, como es el caso del ^{210}Po, (^{210}Pb, ^{210}Bi), ya que normalmente las concentraciones de ^{210}Po y ^{210}Pb son 10^3 veces superiores a la concentración de ^{241}Am. La cantidad de trazador agregada no debe ser importante, ya que de otra forma sufriría interferencia por la cola del ^{241}Am. Un problema en la determinación de curio es la pesencia de isótopos del actinio, el ^{227}Ac rápidamente produce ^{227}Th y ^{223}Ra, los cuales interferirán con el ^{242}Cm y el ^{244}Cm. En las determinación de ultrabajos niveles de actividad de americio, debe tenerse en cuenta que el ^{242}Pu agregado como trazador puede contener ^{241}Pu que decae en ^{241}Am.

Límite de detección en espectrometría alfa

En general, las actividades medidas por espectrometría alfa son muy bajas, por lo que es necesario asegurar los bajos límites de detección alcanzados. Los factores que influyen en el límite de detección son: el fondo, el rendimiento químico, el peso o volumen de la muestra procesada, además de la eficiencia y el tiempo de contaje.

Existen diferentes metodologías para calcular el límite de detección, según Currie, Sumerling y Darby, Altshuler y Pasternak, etc.

El límite de detección (L_D) es una medida del nivel más bajo en el cual la actividad de una muestra puede ser distinguida del fondo. Para un 95% de confianza la expresión que la representa según Currie es:

$$L_D\ (Bq)=\frac{2,71+4,66\sqrt{b}}{t\,N\,P}$$

donde:

t= tiempo de contaje (segundos)
N= eficiencia de contaje
P= rendimiento del alfa medido
b= contaje total del fondo

El factor 4,66 deriva de una probabilidad del 5 % de cometer un error tipo I (falso positivo) y un error tipo II (falso negativo), para mediciones apareadas de blanco y muestra. La constante 2,71 representa el contaje para un caso en el que el blanco es igual a cero y corresponde a un 5 % de probabilidad de falso negativo.

Considerando un detector de 450 mm^2 de área activa, con una eficiencia de contaje del 40% y un fondo de 1 cuenta por día en la zona de interés, si se realiza una medición de 10 días, el L_D alcanzado es de $6,3.10^{-5}$ Bq/total de muestra (considerando un rendimiento químico del 80%).

La elección de un detector muchas veces está condicionada por la necesidad de alcanzar un determinado L_D, sin embargo, en otras ocasiones es importante tener en cuenta no sólo el L_D absoluto expresado en Bq, pero el L_D específico (SL_D) expresado en Bq/cm^2:

$$L_D = L_D/A(s)$$

donde A(s) representa el área de la fuente. Existen ventajas al elegir un detector de mayor diámetro por tener mayor eficiencia y así lograr menor límite de detección para el mismo tiempo de contaje. Como el propósito es mantener una buena resolución y alta eficiencia de contaje, así como un bajo SL_D, el diámetro de la fuente no debe exceder el diámetro del detector.

El L_D y el SL_D son, a priori, las mínimas actividades detectables pero, con el propósito de decidir si un pico observado es diferente del fondo se debe considerar el límite crítico (L_c)

$$L_c = 2,33\sqrt{b}$$

donde b= contaje total del fondo

Dos casos son posibles:

- $S \geq L_c$: el pico ha sido observado y su intensidad I está dada por:

$$I = S \pm k\sqrt{T + b}$$

donde S = T-b, representa la señal (total de cuentas T menos el fondo). Para un límite de confianza de 95%, el valor de k = 1,96

- $S < L_c$: el pico no ha sido observado y un límite superior puede ser establecido:

$$I < + k'\sqrt{T + b}$$

Para un 95 % de confianza el valor de k' = 1,645

Una de las razones más importantes por las que la espectrometría alfa es considerada una técnica sensible, es por su bajo fondo. Una vez que se ha fijado el tamaño de la muestra, el porcentaje de recuperación química, y ha sido optimizada la geometría de contaje, la mejor forma de conseguir un determinado L_D para una determinada zona de contaje, es mediante el aumento del tiempo de medición y el mantenimiento de fondos bajos y estables. Sin embargo, esta condición se puede modificar debido a la contaminación del detector.

Factores que influyen en la contaminación del detector.

Dentro de los factores que influyen en la contaminación del detector se pueden destacar: la contaminación por aceite, la contaminación debida a partículas y la producida por núcleos de retroceso (recoil).

Los sistemas de medición por espectrometría alfa cuentan con bombas de vacío, y cuando se ha llegado a la presión deseada ya no hay flujo de gas importante hacia la bomba, pero partículas de aceite pueden llegar al espectrómetro y depositarse en la superficie del detector o de la fuente. Por lo tanto, es aconsejable colocar un filtro entre la bomba y la cañería.

La contaminación del detector también se produce cuando partículas provenientes de la fuente entran en contacto con la superficie del detector, por roces o salpicaduras. Este tipo de contaminación puede evitarse con una cuidadosa preparación y manipulación de las fuentes.

También se puede producir contaminación por isótopos del polonio, tal como la contaminación debida a ^{210}Po. Este es el último miembro radiactivo de la cadena de decaimiento de la serie del ^{238}U, y es hija del ^{210}Bi, que es un emisor beta. La transferencia del polonio de la fuente al detector ha sido atribuida a núcleos de retroceso "agregados" y a la volatilización del polonio a baja presión. Cualquiera sea la causa, es claro que el polonio es transferido al detector. Los problemas surgen por ejemplo con el ^{210}Po, de largo período, y aún es peor cuando se trabaja con ^{209}Po ($t_{1/2}$=102 años) como trazador.

Con respecto a la contaminación con polonio, se pudo demostrar que este efecto disminuye sustancialmente por oxidación del polonio, que lo lleva a un estado no volátil. Esto se lleva a cabo por calentamiento de la fuente, durante cinco minutos, antes de la medición, sobre una plancha caliente no cubierta.

La contaminación con núcleos de retroceso ocurre cuando los nucleidos emisores alfa decaen en una hija o cadena de decaimiento con emisores alfa. Ya que la actividad específica es inversamente proporcional al período, los núcleos de retroceso que contaminarán en mayor medida los detectores, aumentando el fondo, son aquellos que provienen de hijas de corto período. Sin embargo, si el período en cuestión es muy corto (hasta un par de horas) estos nucleidos decaerán rápidamente sin alterar el fondo del detector. Particularmente serio es el caso de núcleos de retroceso con períodos de días a semanas, cortos lo suficiente para producir contaminación y demasiado largos para restaurar el fondo a sus valores basales en un razonable período de tiempo. Este problema se puede convertir en crónico, sobre todo, si un determinado tipo de radionucleido es medido siempre en la misma cámara.

Algunos ejemplos de cadenas de decaimiento que producen núcleos de retroceso son la del ^{228}Th (produce hijas emisores alfa ^{224}Ra-^{220}Rn-^{216}Po-^{212}Po-^{212}Bi), la del ^{229}Th (^{225}Ac-^{221}Fr-^{217}At-^{213}Po) y la del ^{226}Ra (^{222}Rn-^{218}Po-^{214}Po). Debe tenerse en cuenta también, que los nucleidos beta emisores eyectados pueden contribuir a la contaminación por núcleos de retroceso, en la medida que éstos beta emisores decaigan, a su vez, en emisores alfa. Por ejemplo, la hija del ^{229}Th es el ^{225}Ra, que es un emisor beta, pero éste decae en ^{225}Ac, que es un emisor alfa.

Durante el decaimiento de un radionucleido alfa emisor, la energia de decaimiento se particiona entre la energia cinética del núcleo de la hija y la energía impartida a la partícula alfa. Teniendo en cuenta que la energía y el momento deben conservarse, es posible calcular la cantidad de energia impartida a cada uno. Por ejemplo, para el decaimiento del ^{226}Ra, la energia cinética de la partícula alfa es de 4,78 Mev, mientras que el núcleo de la hija, el ^{222}Rn, se lleva solamente 0,086 Mev. Este es un resultado típico, donde la relativamente pequña partícula alfa se lleva algunos Mev, mientras que el núcleo de retroceso de mayor tamaño sale con ≤ 100 kev. Debe recordarse que, a pesar de que la energia cinética del núcleo de retroceso es pequeña, en comparación con la partícula alfa emitida, es grande comparada con las energías involucradas en los enlaces químicos que son en general < 5 eV. Es así que, los núcleos de retroceso fácilmente rompen todos los enlaces químicos de los átomos adyacentes. Este es el proceso por el cual las hijas radiactivas son eyectadas de las fuentes preparadas para espectrometría alfa y contaminan los detectores.

En el caso de nucleos de retroceso, la energía es suficiente para implantarse en el detector y no poder ser removida en forma no destructiva. Normalmente, la contaminación de la superficie de los detectores es removida, por una limpieza vigorosa con un algodón embebido en acetona de alta calidad, sin producir daños al detector. Pero en el caso de la contaminación por núcleos de retroceso, nunca puede ser removida en un 100%, por lo que el objetivo primario es evitarla con una cuidadosa preparación de la muestra, evitando la medición de muestras muy activas o utilizando la técnica de Sill y Olsen. Esta técnica se basa en trabajar con una determinada capa de aire que actúa de barrera entre la fuente y el detector. Esta barrera es lo suficientemente fina para permitir que las partículas alfa de alta energía la atraviesen, mientras que los núcleos de retroceso de mayor tamaño son frenados.

La capa de aire usada como absorbente es el material preferido frente a los film comerciales, ya que éstos son demasiados gruesos y degradan el espectro alfa, y además son demasiado frágiles para permitir la manipulación de la fuente.

Se demostró que la contaminación debida a núcleos de retroceso puede ser disminuida en un factor 1000 si entre la fuente y el detector existe una capa de aire de 12-16 $\mu g/cm^2$. Este rango es adecuado para las distancias fuente-detector que habitualmente se utilizan en las mediciones por espectrometría alfa (5-45mm). En la práctica, es difícil ajustar el parámetro de la capa de aire expresado en $\mu g/cm^2$, por lo que se puede realizar una la conversión en µm de Hg, para aire seco a 20 °C, considerando las diferentes distancias fuente-detector.

Otro forma de contribuir a que disminuya la contaminación por núcleos de retroceso es la aplicación, a la fuente, de un voltaje negativo de 2-6 volts. Se observó que este voltaje negativo evita que los núcleos de retroceso, que tienen una carga neta positiva, sean atraídos por la superficie del detector. En algunos instrumentos de medición, esto se reemplaza por la aplicación de un potencial positivo del mismo rango, a la carcaza del detector.

Es así que, este esquema doble de conseguir una capa de aire de 12-16 $\mu g/cm^2$ y la aplicación de un potencial a la fuente o la carcaza del detector, es esencial para evitar la contaminación por núcleos de retroceso. La existencia de esta capa de aire aumentará el ancho del los picos alfa en algunos Kev, pero esto es aceptable para la mayor parte de las aplicaciones de la espectrometría alfa. Se realizaron experimentos para evaluar estos parámetros y se observó, que el efecto de pérdida de resolución es despreciable hasta 30 $\mu g/cm^2$. En efecto, un espesor de la capa de aire de 12$\mu g/cm^2$, produce una pérdida de resolución de sólo 1-2 Kev de FWHM.

Con el propósito de controlar si se mantiene una adecuada presión dentro de la cámara de vacío, es necesario contar con un controlador entre la bomba y la cámara. Si las cámaras tienen buenos sellos, se puede considerar que pueden permanecer estancas por 48 hs o más, sin incrementar los niveles de presión, pero es riesgoso pensar que este valor puede permanecer por todo el tiempo de medición, también debido al manipuleo del resto de las cámaras que forman el sistema de medición. Por tal razón, en la actualidad, se cuenta con equipos que chequean la presión y la corrigen para mantenerla en los valores prefijados.

Validación de los datos en mediciones por espectrometría alfa

La validación de los datos es el proceso por el cual se asegura que el resultado analítico es exacto. Este proceso generalmente involucra varias facetas que derivan de un conocimiento profundo del tipo de muestra a analizar, el método de preparación, el instrumental y la técnica de análisis de los datos. Asociando la validación de los datos y los resultados de los análisis realizados, un laboratorio puede documentar el correcto procesamiento de las muestras.

La validación de los datos no es un proceso exclusivo de la espectrometria alfa, ya que el concepto existe para la mayor parte de los métodos analíticos, incluyendo el análisis de muestras por espectrometría gamma. Sin embargo, la naturaleza de las partículas alfa requiere un proceso de preparación y montaje de las muestras más complejo y además, largos tiempos de contaje son necesarios para lograr la sensibilidad requerida. Al ser el proceso analítico de naturaleza compleja, hace que se requiera de un plan de validación más riguroso.

En un análisis por espectrometría alfa la validación de los datos está enfocada sobre dos áreas:

- manipulación y preparación de la muestra
- operación y uso del sistema de medición

Los laboratorios, en general, analizan las muestras de acuerdo a un set de protocolos pre-establecido. Estos protocolos difieren, dependiendo de la matriz de la muestra a analizar y de los requerimientos solicitados para el análisis. Todos los pasos ejecutados durante el procesamiento deben seguir estrictamente el protocolo y quedar documentados, como así también, el procesamiento paralelo de muestras controles.

Por otro lado, la operación del instrumental es independiente de la muestra a analizar. El instrumental debe estar correctamente calibrado, libre de fallas mecánicas o electrónicas y los parámetros del software requeridos para el resultado deben estar perfectamente definidos, para obtener la mayor cantidad de información posible sobre la muestra a analizar.

Los protocolos de validación requieren el manejo de gran cantidad de datos, por lo que se debe recurrir a la automatización del análisis de los mismos. Los datos se refieren a los batch de muestras analizados y a los resultados históricos obtenidos. Los tipos de datos que se incluyen, se refieren al instrumental (fondos y calibraciones) y a las muestras (blancos de reactivos, muestras controles y rendimientos).

Verificación del sistema de medición

1.Calibración adecuada

La calibración de un detector debe realizarse periódicamente, semanalmente o a intervalos mayores, teniendo en cuenta los requerimientos. Esta verificación debe incluir la calibración en energía, eficiencia, resolución, contaje del fondo y si fuera posible el contaje de una muestra control.

Deben examinarse parámetros tales como la posición del centroide, el ancho del pico y el porcentaje de eficiencia. Luego deben ser comparados con datos históricos del mismo detector y con los mismos parámetros obtenidos en otros detectores del mismo batch. Aplicando tests estadísticos a los parámetros de calibración, se puede comparar contra los resultados esperados y así detectar inmediatamente problemas de calibración. Las cartas y registros de control son la documentación que avala la calibración , y deben ser archivados convenientemente en registros QA, con posibilidad a acceso fácil y rápido cada vez que sea requerido.

2.Condiciones operativas del instrumental durante la medición

Las calibraciones no se realizan todos los días, pero las muestras, en general, son medidas diariamente. Es por ello que, es necesario implementar algún mecanismo de verificación básica y diaria de la operatividad del instrumental. La mayor parte de los equipos de espectrometría alfa cuentan con un pulser que puede ser utilizado para un chequeo mínimo. Se debe verificar el centroide del pico del pulser, su FWHM y la relación cuentas/segundo y, si los parámetros están dentro de los valores esperados, el operador, con un alto grado de certeza, puede considerar que el instrumental está operativo y proceder a la medición.

Verificación del procesamiento de las muestras

1.Procesamiento de muestras de control

Chequear solamente la correcta operatividad del instrumento sería una verificación incompleta por lo que es necesario, determinar la exactitud del procesamiento y montaje de la muestra, pasos que son extremadamente críticos cuando se trabaja con muestras con bajos nivel de actividad de los radionucleidos emisores alfa.

Las muestras control son utilizadas para verificar cada paso del análisis, incluyendo la reducción, la separación, el montaje y la medición. Estas muestras son procesadas en paralelo con la muestra desconocida y generalmente son muestras blanco contaminadas con una cantidad conocida del radionucleido de interés. En general, se procesa una muestra control por cada 10 muestras desconocidas.

Durante la fase de análisis, la región pre-determinada de interés debe ser chequeada para descubrir posibles corrimientos o ensanchamientos de los picos, ya que si esto ocurriera con la muestra control, también sería el problema de las muestras bajo análisis.

También se procesan blancos de reactivos, que es una muestra de control de calidad que se usa para chequear la existencia de cualquier contaminación que podría haberse producido durante la separación y el montaje. Usualmente, el 5 % de las muestras son blancos de reactivos.
Las muestras control deben arrojar resultados esperados, y a partir de ello se puede inferir que con controles aceptables la muestras asociadas han sido procesadas correctamente. Todos los resultados obtenidos durante el análisis de muestras control debe ser registrado, almacenados en registros QA e incluidos en el informe.

2.Validación de una muestra individual

Además del chequeo de las muestras en "batch", es importante extraer de cada muestra información para realizar un chequeo básico. En primer lugar, la mayor parte de las muestras, si no todas, requieren el agregado de cantidades conocidas de trazadores. Durante el análisis del espectro, se debe utilizar la posición y ancho del pico del trazador para evaluar el procesamiento de la muestra, así como, comparar el rendimiento químico en base a la relación cantidad medida/cantidad agregada. Si el rendimiento no está dentro del rango aceptable, se puede inferir la ocurrencia algún problema durante el procesamiento de la muestra.

En el proceso de validación del resultado de un análisis por espectrometría alfa realizado sobre una muestra, se debe considerar:

- adecuada calibración del instrumento
- operatividad del instrumento durante la medición
- resultados del análisis de la muestra control dentro del rango de aceptabilidad
- rendimientos químicos dentro del rango de aceptabilidad

Si la muestra en análisis cumple con los requisitos establecidos, se puede inferir que ha sido adecuadamente procesada y medida correctamente. Esta es la base de la validación de los datos correspondientes a un análisis de un determinado radionucleido emisor alfa. El proceso de validación de datos es un elemento crítico en el plan de aseguración de calidad de un laboratorio y la presentación detallada de información al respecto, incrementa la credibilidad de los resultados.

La naturaleza misma de las partículas alfa hace de la espectrometría alfa un desafío. Pero, con equipamiento adecuado, rigurosos entrenamientos del personal, cuidada preparación de las muestras y especial cuidado en los posibles inconvenientes del método, la espectrometría alfa puede ser realizada en forma exitosa, y así aprovechar las características que le son propias tales como: buena resolución en energía para eficientes identificaciones de radionucleidos, bajo fondo y alta eficiencia que conducen a buenos límites de detección, además de alta estabilidad, bajo costo y operatividad a temperatura ambiente.

Regional Safeguards Arrangements: The Argentina-Brazil Experience

Marzo, M.; Lee Gonzales, H.; Iskin, M.C.L.
and Vicens, H.E.

Presentado en: International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies: Adjusting to New Realities
Viena, Austria, 3 al 6 de junio, 1997

REGIONAL SAFEGUARDS ARRANGEMENTS: THE ARGENTINA-BRAZIL EXPERIENCE

Marzo, M. (*); Lee Gonzales (*); H.; Iskin, M.C.L. (**) and Vicens, H.E. (***)

(*) ABACC – Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials, Brazil
(**) CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brazil
(***) National Board of Nuclear Regulation, Argentina

Abstract

A Common System of Accounting and Control of Nuclear Material (SCCC) was established by Argentina and Brazil in July 1992. It is a full scope safeguard's system in both countries. The Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) was created to apply the SCCC. The main elements of the SCCC are presented. The main safeguards' procedures are described. A brief discussion of the inspection methodology and its impact for facility operators is performed. The safeguard's implementation from the operator's point of view is commented, taking as example a fuel fabrication plant in Argentina and a uranium enrichment plant in Brazil.

1. Introduction

The Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy [1] has been in force since December 1991. The basic undertakings of the bilateral agreement are:
a) to use the nuclear material and facilities under their jurisdiction or control exclusively for peaceful purposes;

b) To prohibit and prevent in their respective territories, and to abstain from carrying out, promoting or authorizing, directly or indirectly, or from participating in any way in:

- The testing, use, manufacture, production or acquisition by any means of any nuclear weapon; and
- The receipt, storage, installation, deployment or any other form of possession of any nuclear weapon.

The Agreement also establishes that any serious non-compliance by either of the Parties enables the other party to abrogate the agreement, with the obligation to notify the Secretary General of the United Nations and the Secretary General of the Organization of American States of this fact.

To verify the control's commitment of the Bilateral Agreement the Brazilian-Argentine Agency of Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) was created. The ABACC's objective is to administrate and apply the Common System of Accounting and Control of Nuclear Materials (SCCC), also established by the Agreement. The SCCC is a full scope safeguard's system that is being applied in both countries with the purpose of verifying that all nuclear materials in all nuclear activities are not diverted to the manufacture of nuclear weapons or other nuclear explosive devices.

Based on the Bilateral Agreement, a Quadripartite Safeguards Agreement among Argentina, Brazil, ABACC and the International Atomic Energy Agency (IAEA) [2] was signed in December 1991. This agreement is a full scope safeguards agreement, similar to

INFCIRC/153 model agreements, and entered into force on March 1994 after its ratification by the Congresses of both countries.

The basic undertakings of the Quadripartite Agreement are: The acceptance by the State Parties of safeguards on all nuclear materials in all nuclear activities within their territories, under their jurisdiction or carried out under their control anywhere, for the exclusive purpose of verifying that such material in not diverted to nuclear weapons or other explosive devices.

The IAEA, in its verification, shall take due account of the technical effectiveness of the SCCC. Furthermore,

- The State Parties, ABACC and the IAEA shall co-operate to facilitate the implementation of the safeguards provided for in the Agreement.
- ABACC and the IAEA shall avoid unnecessary duplication of safeguard's activities.

The implementation of such complex safeguards system with its several interfaces - IAEA, ABACC, National Authorities and Operators - requires a great effort and cooperation of all parties involved. This paper describes the status of this implementation, emphasizing its relevant aspects for nuclear fuel cycle facilities.

2. The Common System of Accounting and Control - SCCC

The Common System of Accounting and Control of Nuclear Material (SCCC) is a set of procedures established by the Parties to detect, with a reasonable degree of certainty, whether the nuclear materials in all their nuclear activities have been diverted to uses not authorized under the term of the Bilateral Agreement.

The SCCC was conceived as a full scope safeguards system to be implemented by a central executive body (the permanent staff of ABACC), which is technically and financially supported by the Parties to carry out its duties. This system requires the concurrence of efforts of Operators, National Authorities and ABACC. The National Authorities play a significant and special role in the implementation of the SCCC: besides the usual activities at state level, each of them is the natural channel through which ABACC requires the services needed to perform control activities in the other country. With this conception, the SCCC requires very well established National Authorities, not only able to fulfill its responsibilities at a national level but also to support ABACC's activities (for instance, they need to expand their inspection capabilities to be able to provide ABACC with the necessary support to carry out inspection in the other country). This double role of the National Authorities is new in the safeguard's field. The technical support available from the two Parties embraces inspectors; consultants; equipment maintenance and calibration; preparation of standards, laboratory services and any other safeguards related study or service.

The SCCC consists of the General Procedures and the Application Manuals for each installation. The Application Manuals shall be negotiated between ABACC and the respective Country for each facility. The General Procedures contain the directives of SCCC. The adequate level of accounting and control of nuclear material, at each facility and other

locations, shall be specified in the corresponding Application Manual taking into account the following parameters:

- the nuclear material category, considering its relevant isotopic composition;
- the conversion time;
- The inventory or annual throughput of nuclear material production.

The nuclear material accountancy shall be based on measurement systems compatible with the latest international standards and conforming to the SCCC objective.

ABACC is applying the criteria and procedures as needed to define the specific technical safeguard measures to be applied to a particular facility. The safeguards basic criteria and procedures adopted by ABACC do not constitute a rigid set of rules. Each specific case is studied and control measures are established taking into account the facility and the characteristics of the nuclear installations in each country. This approach is possible because of the small number of facilities to be safeguarded in both countries and permits ABACC to introduce modifications easily whenever necessary and to incorporate new safeguard's technologies, at present in development, but that could produce a considerable impact by increasing the effectiveness of safeguards.

As the Quadripartite Agreement demands a close coordination between the IAEA and ABACC, which, while avoiding unnecessary duplication of efforts, shall allow each Agency to fulfill its responsibilities and to reach independent conclusions, coordination meetings have been made between the two Agencies at the planning level. With this objective the "Guidelines for the Coordination of Inspection Activities between the Agency and ABACC" were agreed and are being applied. For example some equipment, either because are already installed at the facilities or because are rarely used or are very expensive, must be shared between the two Agencies.

Table I describes the present situation of facilities and other locations in both countries.

3. The ABACC Inspectorate

The inspections are performed in a cross national basis; Argentina inspectors carry out inspections in Brazil and vice-versa. The list of ABACC inspectors must be approved by its Board Directorate (Commission) among those suggested by the Governments of Argentina and Brazil. These inspectors do not work permanently for ABACC but are convoked by the Secretariat whenever necessary. The team of inspectors consists of 73 persons, 34 being Argentineans and 39 Brazilians. Part of the inspectors work for the State System and part of them are experts from the nuclear area which allows ABACC to count in its inspector's team with individual inspectors who have more experience in a particular type of facility, due to his/her routine job, and they are preferably selected for inspections in that kind of facilities.

This is one of the main advantages of this system since the experts are familiarized with the type of facility to be inspected. The average level of relevant technical experience of

the inspector's staff is around 8 years. Another advantage of this staff of inspectors is the great responsibility they accept and assume in performing inspections in the name of their country.

Each technical sector of ABACC takes care of training courses for the inspectors in a specific field. So training in measurement techniques and equipment operation, accountability activities, preparing inspection reports, data bank uses and workshops involving physical inventory verifications (PIV) for a particular type of facility are some of the formal training courses developed by ABACC.

From the practical experience obtained in implementing the SCCC and the ABACC, several singular aspects can be appointed out:

- As the inspection staff is formed not only by safeguards' experts but also by experts on design and on operation of installations, the Secretariat designs generally an inspection team formed by a safeguard expert and an expert on the type of facility to be inspected. As consequence, it is more effective the verification that the facility is operating as declared initially by the operator.
- A facility operator who performs an inspection in the other country will understand better the difficulties of the safeguard's implementation in this type of facility, and after the inspection will try to improve the safeguards' elements in its facility (record and report systems, measurement systems, etc.). This feedback is significant to improve the application of the control system.
- The technical cooperation between the two countries encompasses several applications of nuclear energy. As consequence the people that are involved in the various applications are knowing by the other country. This fact is important to increase the confidence and the effectiveness of the control.
- As the inspectors do not work full time to the Secretariat of ABACC, the pre-inspection activities and the preparation of inspection reports are very important steps. The reports have to be detailed and completed in order to enable a follow-up of solution of discrepancies and anomalies and to guaranty the continuity of the knowledge of the situation. As consequence, a considerable fraction of the inspection effort is expended in the ABACC's Headquarters.

4. Inspection's Activities at fuel cycle facilities

Using the inspection effort defined for each facility and taking into account the facility operational program, an annual general inspection program is prepared by the Operations area of ABACC. According to the type of facility the following activities could be performed:

- Verification of physical inventory and of inventory changes through independent measurements;
- Reports and records examination;
- Confirmation of the absence of material borrowing;
- Application and use of containment and surveillance measures;
- Verification of operator's measurement system;
- Discrepancies and/or anomalies follow-up;
- Preliminary material balance evaluation;
- Verification of design information as necessary.

After the inspection, at ABACC Headquarters, the inspectors have to prepare the inspection report. While the inspection report is being prepared in a computer, the ABACC's inspection data bank is automatically up-dated.

The samples collected by the inspectors during the inspection are analyzed in a cross basis in laboratories in Argentina and Brazil. In order to constantly check the status of these laboratories, the ABACC Technical Support area keeps running an inter-comparison program.

The first evaluation of the inspection is made by the inspector at the field, and they try wherever possible to solve the pending problems at the moment. The Planning and Evaluation Officers are responsible for the final evaluation and for preparing the notification of the inspection results to the State.

Table II presents the number and type of inspections that were carried out by ABACC in the last three years, in compliance with their objectives. In order to study the impact of the safeguard's activities on the facility operation, it is important to observe the inspection effort for some relevant installations. As examples considered in this paper, one considers the fuel fabrication plant in Argentina (CONUAR) and the centrifuge enrichment plant in Brazil (LEI). ABACC performs in CONUAR normally one PIV and 3 interim inspections per year with a total inspection effort of 21 PDI.

LEI is a small centrifuge enrichment plant, whose safeguard's approach is complex, essentially due to the verification that the facility is operating as declared. In order to verify the inventory and internal and external flow of material, ABACC is performing one PIV and 5 interim inspection per year. Additionally, ABACC performs 3 unannounced inspection per year. The total inspection effort amounts approximately 30 PDI.

The main direct inspection costs are: travel (air fare, per diem, and associated expenses); salaries of inspectors while on duty travel and for performing inspection-related duties at ABACC Headquarters (This cost is covered directly by the Countries); destructive analysis of samples taken during the inspections, including the transport costs; NDA equipment, including maintenance and spare parts; Containment and surveillance equipment, including spare parts and maintenance, production and verification of seals, associated duty travel and staff salaries. In addition one shall consider all costs connected with the inspection efforts, i.e. management, negotiations, data processing, evaluations, etc. Currently ABACC has 10 staff member in the professional category, 2 administrative officers and 7 staff members in the service category.

5. Impact of the current safeguards activities on the facility operation

5.1 The Brazilian Point of View

Before the SCCC implementation, Brazil had 2 safeguard's agreements: INFCIRC/110 (Brazil-IAEA-USA) and INFCIRC/237 (Brazil-IAEA-Germany). Both follow the guidelines of the old safeguard's system (INFCIRC/66.Rev2). Nuclear material should be submitted to

safeguards, if it is being or has been: supplied under the agreement(s), produced, processed or used in a facility that has been supplied under the agreement(s), or produced in or by use of safeguarded nuclear material.

When the SCCC began to be implemented, several changes occurred. All the nuclear material in the country came under the control of this system, provided it had the composition and purity suitable for fuel fabrication or for isotopic enrichment. Consequently, there was an increase in the work demand. All the facilities submitted the Design Information Questionnaire (DIQ) to ABACC. The facilities already under safeguards of the old agreement reviewed and updated the information adapting to the new DIQ format, and the other facilities had to prepare a new document.

A new reporting system was adapted using the documents Inventory Change Report (ICR), Material Balance Report (MBR) and Physical Inventory Listing (PIL). The accounting records had to be modified to comply with the new rules and conventions of completing the updated reports. As a result, it was necessary for the National Authority to develop a standard General Ledger for all nuclear facilities, to comply with the reporting system, in addition to allowing to sent the reports to ABACC through information technology.

Significant efforts were made in order to optimize, standardize and automate the accounting systems, of Brazilian nuclear facilities. The nuclear facility operator training, has successfully been aimed at implementing a unified system. This made it possible for the National Authority to have efficient control and fulfill deadlines agreed upon by ABACC and the Agency regarding the presentation of accounting reports.

The Initial Physical Inventory Taking (PIT) of all nuclear facilities was established. Subsequently, inspections of Physical Inventory Verification were carried out by ABACC. There was a need for the facilities to establish or to improve a system of measurements to determine the quantities in the inventory of nuclear material and the variations for each material balance area.

Regarding the notifications of exports, imports and transfers between Argentina and Brazil, new rules have been established in the SCCC and in the Quadripartite Agreement, obliging the facilities to send Annual Operational Programs to both agencies. The date that the physical inventory is to take must be stipulated and communicated. Because of all the new measures of the SCCC, both the Brazilian National Authority and the facility operator have had to increase man power in order to carry out all the commitments.

A Case Example: The Uranium Enrichment Plant in Brazil

In the development of the nuclear fuel cycle, Brazil has opted for the uranium enrichment centrifugation method. The process of research and development has been carried out by the Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN) and the Brazilian Navy since the early 80's. The Isotopic Enrichment Laboratory - LEI, began to operate in 1987, for testing centrifuges in cascade mode. The laboratory has three small cascades operating independently with a reduced inventory of about 0.2 significant quantity. In 1989 the

enrichment laboratories came under the National Safeguards control. The national inspections are carried out by the Safeguards Division of CNEN.

Before the creation of ABACC, a group of Argentinean and Brazilian experts from enrichment and safeguard's area, was created to develop a safeguards approach for enrichment facilities in both countries. A preliminary project of nuclear material control for LEI was prepared taking into account the technological and commercial secrets involved. The separative work capacity of each centrifuge and its physical and structural aspects are considered to be secret. Consequently, the cascades are surrounded by panels to avoid the machines being observed. In addition to this, inspectors are not permitted to identify the cylinders connected to the feed and withdraw stations, as this data would allow to determine the centrifuge separative work capacity. When ABACC started its operation, the group of experts was designated group of consultants of ABACC.

LEI constitutes one Material Balance Area (MBA); during the PIT the process operation is interrupted and all nuclear material transferred to the storage area. The feed cylinders can not be connected to the process before they are made available for verification; the product and tails cylinders can not be shipped out or blended before they are made available for verification. ABACC verifies the operator total uranium and U-235 mass balance. As the operator considers the individual cascade capacity a sensitive information, the mass balance is evaluated for the whole laboratory. ABACC performs 4 to 6 interim inspection per year. During the interim inspections, ABACC will verify the flow of nuclear material. The operator undertakes to present during the interim inspection for ABACC verification (i) the UF_6 that will feed the facility in the time until the next inspection, and the UF_6 product and tail produced in the time from the last inspection. So the operator prepares a kind of buffer, i. e. a temporary UF_6 storage of all material processed or to be processed in the facility in the period between two inspections (in general two or three months). These activities will be supported by a C/S System, that confirms that only verified feed cylinders are connected to the F/W stations. Further, ABACC considers a frequency of three non-announced inspections (LFUA type) per year to the cascade's area to verify that there are no additional feed or takeoff points inside the cascade area, no UF_6 containers are present and no connections between the cascades. The inspector's access may be delayed not more than 2 hours after official request for it. When the Quadripartite Agreement (INFCIRC/435) entered into force, the IAEA adopted the same methodology as ad-hoc procedures. Currently a safeguards approach for LEI is being negotiated between ABACC, the IAEA and Brazil, the main difficulty being the scenario of accumulation of nuclear material behind the panels. Alternatives of control are being studied such as a perimeter control approach and the development of non-destructive measurement for detecting nuclear material behind the panels. In the framework of the Program 93+2, Part 1, the Agency performs periodically environmental sampling at LEI.

5.2 The Argentinean Point of View

A Case Example: The Fuel Fabrication Plant

The fuel cycle in Argentina has been designed to cover the requirements of the On-Load Nuclear Power Plants using natural or 0.85% enriched uranium fuel elements. The CONUAR S.A. Fuel Element Fabrication Plant with its three fabrication lines (Atucha type natural and enriched uranium fuel elements, and natural uranium Candu type), is where the whole line of fuel elements required by Atucha and Embalse Nuclear Power Plants is fabricated, using as raw material the uranium oxide produced at Cordoba's Conversion Plant.

CONUAR is located at the Ezeiza Atomic Centre, in the outskirts of Buenos Aires; the Atucha-I Nuclear Power Plant (NPP) is located in Lima about 100 km from Buenos Aires; the Embalse NPP and Córdoba Conversion Plant are located in different points of the Córdoba Province, far 800 km from CONUAR. From a point of view of safeguard's application, these installations are very narrowly related. In the Candu Reactor, fuel elements imported by CONUAR are also being used.

In the South part of the Country, far 2000 km from Buenos Aires, is located the Uranium Hexafluoride Conversion Plant, that uses as raw material UO_2 natural powder. For this reason it is entailed to CONUAR.

In CONUAR are performed all metallurgical process required for the obtaining of the oxide uranium sintered pellets and the fuel elements assembling. In the particular case of Atucha's fabrication line, provided the new Atucha type fuel fabrication with enriched uranium be completed, at present it is working alternatively with natural and enriched uranium at 0,85%, upon the installation requirements.

Safeguards Approach and Implementation Experience

For the nuclear material control, CONUAR works as one material balance area, in which an annual Physical Inventory Verification (PIV) inspection is performed. Interim inspections for the verification of inventory changes are also performed. The pellet loading station is controlled to detect the diversion of nuclear materials into the MUF, through the evaluation of the material balance equation.

Likewise, to cover the scenario of material borrowing, simultaneous randomly inspections to the UO_2 powder storage in the fuel element fabrication plant are performed, due to the PIV in the Cordoba's Conversion Plant or in the UF_6 Conversion Plant at the Pilcaniyeu Complex, or to the fuel elements storage, due to the PIV in the NPP's. During the PIV in CONUAR, are foreseeing simultaneous inspections in some of the above mentioned facilities.

From the operator's and National Authority's point of view, the safeguard's application implies to take the necessary and appropriated control measures to minimize the impact in

the facility's normal operation. Particularly, in relation with the PIV inspections, it has been observed:

a) The need to interrupt production;
b) Some material are not fully accessible for the verification;
c) Lost of Quality Assurance of items selected for verification (fuel elements already packaged); and
d) Large availability of national inspectors for the Fuel Fabrication Plant inspection and simultaneously in others to satisfy the borrowing criteria.

The interim inspections for the verification of national and international transfers, of other inventory changes and of other strategic points have also an impact in the facility's operation and appropriated actions are required to minimize it. In general, it must be considered:

a) The need of advanced notification;
b) The eventual lost of Quality Assurance of the fuel elements;
c) Compatible criteria of the international control organizations (ABACC, IAEA) to perform the verifications; and
d) Difficulties on the verification of the pellet loading station by operative reasons.

To minimize the impact of the facility shutdown and the partially accessible material, the physical inventory taking (PIT) is performed together with the National Authority, starting with the homogenization, pressing and sintering sectors. These are under normal operational conditions, since previously the UO_2 amount required to keep they functioning are reserved and the rest of the installation is shutdown. The activity starts with the records audit and goes on with the inventory taking of the UO_2 powder, of fuel elements ready for transfer, of fuel rods, and of pellets at loading stations. The PIT ends in the press, homogenization and sintered zones, whose operation is finally interrupted until the verification by the IAEA and ABACC be performed. The inventory so established and the information from the homogenization operational records, allow to estimate the amount of material partially accessible and the Material Unaccounted For (MUF) of the facility. If the values result unusually high and exceed the acceptable limits for a PIV, the National Authority requires the homogenization's total discharge, although such operation will delay considerably the Plant re-start. The ABACC's and IAEA's verification start in this area and follows an inverse course in order to liberate the plant as soon as possible.

The verification of fuel elements contained in shipping containers requires the opening of some boxes and the handling of fuels for his identification and measurements. In this occasion the quality assurance granted by the manufacturer could be lost. This is especially conflictive in the case of imported fuel. In this case, the nuclear material verification (with the present methods) could produce a prejudice to the fuel fabrication plant in case of an eventual posterior rejection by the installation.

The simultaneous inspections to cover the scenario of the nuclear material borrowing result practically in short-notice inspections, with approximately 12-hours notice for distant facilities. This requires a fast logistic co-ordination and the availability of national inspectors.

In relation with the verification of domestic transfers, the methodology applied by the IAEA requires the presentation of a detailed operational program with the dates on shippings and receipts to allow the planning of such inspections. Usually, such program is not available within the previous required time and, besides that, for contractual reasons, last time changes are very frequent. This forces a permanent program updating, but in some circumstances it is not possible to notify in advance as required (~4 days).

To validate the verification of the shipment at the conversion plant as well as the receipt at the fuel fabrication plant, the IAEA seals the containers at the shipping facility and verifies the seals at the receiver facility. If a container seal is broken during the transport, the IAEA verifies 100% of the material contained in this container and verifies the rest of the population with an average detection probability for gross and partial defect for natural uranium, or with an average detection probability for gross, partial and bias defect for enriched uranium.

In the case of fuel element transfers, due to the Quality Assurance reasons before mentioned, the shipping cask is sealed at the shipping facility and the fuel elements are verified at the NPP with an average detection probability for gross defect for natural uranium, and with an average probability for gross and partial defect for low enriched uranium. Since the IAEA current criteria do not require the verification of fuel element receipts at OLRs, this practice normally generates an additional safeguard's activity in the NPPs.

The nuclear material involved in domestic transfers is verified with another methodology by ABACC. During the PIV and interim inspections, ABACC verifies the material received since the previous inspection and the material expected to be transferred until the next inspection. Although this methodology is appropriated for the stratum of UO_2 powder and fuel elements Atucha type, the Candu fabrication line works with a very small accessible stock material. For this reason, to verify the stock could be necessary to open the boxes with the consequent eventual lost of Quality Assurance and the generation of additional costs. A similar problem occurs with imported materials.

The differences between the two organizations in the verification of transfers introduce problems in the inspection's co-ordination and, in some cases, two different inspections are performed simultaneously in the same facility.

In some interim inspection's pellet sampling at pellet loading station is performed. As the Atucha line alternates campaigns of natural and enriched uranium, the verification of this strategic point requires an appropriated planning from the control organizations and a periodic updating of the operative program.

Proposed Solutions

To decrease the impact of inspections due to the borrowing scenario, the National Authority has recommended the simultaneous PIT in all conversion and fabrication facilities. Simultaneous inspections to the NPPs are also foreseen, when the fresh fuel inventory is higher than a significant quantity. This procedure has been applied for the second

consecutive year and it diminished the interference with plant's operation, has improved the co-ordination between control organizations and has allowed rationalize costs for the National System of Accounting for and Control of Nuclear Materials.

The problems related to quality assurance of national or imported packaged fuel that has to be verified has been temporarily solved by the application of seal in CONUAR and the posterior verification at the NPP. A final solution to this problem, that should contemplate the operational constraints of the facility and the PIV's requirements, needs the implementation of non-destructive methods for the verification of material contained in a transport container and the modification of the present safeguards criteria.

The problems related to the verification of domestic transfers and the possible solutions still under study. The goal is to minimize the need of advance notifications, to optimize the inspection's effort associated with these verifications, to improve the co-ordination between ABACC and the IAEA and, fundamentally, to minimize intrusive practices in the facility operation.

It shall be mentioned that the inspection effort to the initial part of the nuclear fuel cycle in Argentina is significant. The new safeguards' measures should allow more efficiency in the safeguard's application without decreasing, rather incrementing, its effectiveness. For this objective it seems to be important to revise the safeguard's approaches and criteria for the facilities involved, as well as strengthening measures, including other measurement methods.

6. Conclusions

ABACC is applying its safeguard's system in a way to balance conveniently the safeguard's effort depending on the relevancy of the concerned nuclear activity.

In principle, the regional system may contribute in many ways to enhance the safeguards, which can be summarized, as follow:

- the model of regional organization can reduce strongly the costs involved in safeguards implementation; ABACC for instance has a permanent technical staff of only 10 people, that have a coordination function, and may use conveniently the technical and human resources of the countries;
- the regional organization controls a small universe of facilities and materials and is not constrained by requirements of universality of procedures, as required in multilateral systems. It is therefore in better condition to maximize the verification procedures on those stages in the nuclear fuel cycle involving the production, processing, use or storage of nuclear material from which nuclear weapons could readily be made.
- the safeguard's criteria and procedure can be applied to each specific facility, since the number of nuclear facilities is not too large, and allows to increase substantially the efficiency and effectiveness of safeguards. For instance, there is no basic constraint for the definition of significant quantities or detection time;
- the mutual inspection model, as implemented by ABACC, allows to use the best available expertise in both countries. This makes possible to perform in each inspection the re-

verification of the technical characteristic of installations and therefore to improve the safeguard's effectiveness.

From the Brazilian and Argentinean points of view expressed in this paper, it may be concluded that the implementation of the Bilateral and Quadripartite Agreements represented a considerable impact on the work load of the National Authorities and operators. To optimize the implementation of safeguards a close coordination between ABACC and the IAEA is required. While avoiding unnecessary duplication of efforts, each organization should be allowed to reach independent conclusions. For this purpose, ABACC and the IAEA should work jointly, whenever feasible, according to compatible safeguards criteria of the two Organizations.

Considering the short time of implementation of the Quadripartite Agreement (3 years) and the first results of the cooperation between ABACC and the IAEA, which are reflected in the agreed "Guidelines for the Coordination of Routine and Ad-hoc Inspections" between the Agency and ABACC, further improvement in the relationship of the two agencies is expected in the future.

7. References

[1] "Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy". INFCIRC/395. IAEA, Vienna, November 1991

[2] "Agreement between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, The Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards. INFCIRC/435. IAEA. Vienna, March 1994.

Table I: Facilities and LOFs in Argentina and Brazil

Type	Argentina	Brazil	Total
Conversion facilities	7	1	8
Enrichment facilities	1	2	3
Fuel fabrication facilities	3	1	4
Power reactors	2	1	3
Research reactors	6	3	9
R&D facilities	1	3	4
Critical/sub critical units	-	3	3
Storage facilities	3	2	5
LOFs on fuel research	3	5	8
LOFs on reprocessing research	-	1	1
LOFs analytical lab.	3	2	5
Other LOFs	8	6	14
total	37	30	67

Table II: ABACC's inspections

Inspections	**1994**	**1995**	**1996**
DIQ Verification	73	5	8
PIV and interim verifications	113	139	151
Total Inspection Number	186	144	159
Inspection Efforts (B) (PDI)	562	683	626
Inspectors Availability (C) (person-day)	1506	1489	1411
C/B	2.7	2.2	2.3

Centelleo líquido

Bombén, A.M.

Publicado en: Apuntes del Curso Metodología y Aplicación de Radioisótopos,
Buenos Aires, Argentina, 1997

CENTELLEO LÍQUIDO

Bombén, A.M.

Ente Nacional Regulador Nuclear
Argentina

Introducción

La técnica de medición por centelleo líquido es la más sensible y versátil para la detección y cuantificación de radiactividad. Esta técnica es aplicable a todo tipo de emisiones: partículas alfa y beta, captura electrónica y radionucleidos gamma emisores.

La medición de la actividad de un radionucleido por centelleo líquido se basa en la cuantificación de la tasa de luz emitida por una muestra líquida, ya que el centellador líquido actúa como transductor de energía transformando la energía de decaimiento del radionucleido en luz. Ésta es captada por tubos fotomultiplicadores que generan pulsos eléctricos, los cuales convenientemente amplificados, analizados y discriminados son clasificados de acuerdo a su amplitud y registrados (Fig. 1).

El uso de centelladores líquidos para detectar radiaciones tiene sus orígenes en trabajos de Hayes et al.(1953) quienes los utilizaron para la medición de materiales biológicos marcados, ya que hasta ese momento los emisores beta de baja energía eran medidos con contadores Geiger-Müller. El primer equipo de centelleo líquido fue desarrollado por Lyle Packard para Argonne National Labs. de Chicago (1953).

El desarrollo de equipos con nuevas tecnologías permite contar hoy, con una técnica de medición de alta sensibilidad y máxima eficiencia. A estas ventajas debe agregarse también, la fácil preparación de las muestras y la eliminación de correcciones por autoabsorsión. Por estas razones, la medición por centelleo líquido es en la actualidad un método de uso común en la mayor parte de los laboratorios de diagnóstico e investigación bioquímica, biológica y clínica.

Como todo método analítico es necesario conocer las limitaciones del instrumento y controlar la preparación de las muestras para la obtención de resultados válidos.

Principios de operación del equipo de centelleo líquido.

En toda medición de actividad con un contador de centelleo líquido deben prestarse particular atención, por un lado, al estudio del equipo de centelleo líquido con su electrónica asociada compuesto básicamente por:

- tubos fotomultiplicadores (PMT)
- circuito de coincidencia de pulsos
- circuito de suma de pulsos
- amplificadores y discriminadores
- sistema de análisis de altura de pulsos
- sistema de registro

Por otro lado, debe estudiarse la muestra constituida básicamente por:

- material radiactivo
- solvente(s)
- centelladores (primario y secundario)
- surfactantes, gelificantes y oxidantes
- vial de centelleo

Equipo de centelleo líquido y electrónica asociada.

El material radiactivo al decaer emite radiaciones que involucran una liberación de energía, siendo ésta característica del radionucleido. La energía es absorbida por el medio circundante por tres mecanismos: calor, ionización y excitación de las moléculas de la solución centelladora, siendo este último proceso de interés en la técnica de centelleo líquido.

Para asegurar una transferencia de energía eficiente y una geometría de 4π, la solución centelladora debe actuar como solvente de la muestra radiactiva. La solución centelladora consiste en una mezcla de solvente y soluto, siendo este último el centellador. Suponiendo el caso de un radionucleido beta emisor (^{3}H, ^{14}C), las partículas beta manifiestan su presencia por colisiones con las moléculas de solvente, estas moléculas excitadas pueden transferir su energía a otras similares y también a moléculas de soluto. Cuando la energía de excitación del solvente es transferida a la molécula de soluto altera la nube electrónica provocando un estado de excitación. La molécula de soluto al regresar a su estado basal emite un fotón en la región del UV. El número total de fotones provenientes de las moléculas de centellador excitadas constituye el proceso de centelleo. Como primera aproximación se puede decir que es una conversión lineal de energía en fotones y la intensidad de la luz en el proceso de centellleo es proporcional a la energía inicial de la partícula beta considerada. En el caso del ^{3}H cuyo espectro de energía va de 0-18,6 Kev, la intensidad de centelleo sigue un espectro de forma similar desde 0 hasta un máximo posible para partículas de 18,6 Kev (Fig. 2).

Es así que la solución centelladora convierte la energía cinética de la partícula beta en energía luminosa. La intensidad relativa de los fotones emitidos depende de muchos factores incluyendo:

- el tipo y cantidad de material radiactivo y su energía máxima de emisión
- el tipo de solución centelladora
- la presencia de otras sustancias disueltas
- el material del vial en que está contenida la muestra.

En la Fig. 3 puede observarse un esquema simplificado de un sistema de contaje por centelleo líquido. Los fotones emitidos son detectados por 2 PMT que recolectan la luz producida dentro del vial de centelleo. La cara interna del PMT posee un material fotosensible cuya propiedad es la de convertir los fotones absorbidos en energía eléctrica por efecto fotoeléctrico. Los fotoelectrones así producidos son atraídos por un primer dinodo y el resultado es la producción de mas electrones, siendo su número dependiente de la diferencia de potencial aplicada. Estos electrones secundarios son atraídos por un segundo dinodo y tiene lugar un proceso similar al descripto.

Una sucesión de dinodos hace que a partir de un fotón incidente en el electrodo final se produzca una cascada de electrones. La amplitud del pulso eléctrico es directamente proporcional al número de fotones detectados por el fotocátodo y por lo tanto de la energía de la radiación que los originó.

Altura de pulso = k. energía

Registrando cada pulso durante un período de tiempo se obtiene una indicación del número de eventos de centelleo ocurridos en ese tiempo. Es así, que el número de pulsos registrados en la unidad de tiempo es proporcional a la velocidad de desintegración del radionucleido (actividad).

Uno de los problemas importantes en las mediciones con contadores de centelleo líquido es que la altura de los pulsos obtenidos a la salida del PMT es muy baja, por lo que podrían ser confundidos con los pulsos provenientes del ruido electrónico del PMT. Con el objeto de minimizar este ruido electrónico los equipos de centelleo líquido cuentan con 2 PMT diametralmente opuestos, conectados a un circuito de detección de pulso de coincidencia, que sólo permite que un pulso sea registrado si recibe una señal de cada uno de los 2 PMT en un lapso menor o igual que el tiempo de resolución del circuito de coincidencia (20 nseg).

Otro de los problemas en la medición por centelleo líquido se relaciona con la diferencia en la amplitud del pulso del PMT según la localización del evento ionizante dentro del vial de centelleo. Es así, que se incorpora un circuito de suma de pulsos a la salida de ambos PMT. Este circuito suma la amplitud de los pulsos de cada PMT obteniéndose un pulso suma proporcional a la intensidad total del centelleo. Con este sistema también se duplica la relación señal-ruido de los pulsos provenientes de la muestra radiactiva, aumentando la eficiencia de contaje.

Los pulsos suma son posteriormente amplificados, analizados y registrados. La amplificación se realiza mediante el control de ganancia que determina el rango de altura de pulsos que llegan al analizador. En la Fig. 4 se observa una serie de curvas, cada una de las cuales representa un espectro de pulsos originados por un emisor beta, para diferentes ganancias de la red amplificadora. La forma del espectro va modificándose a medida que se aumenta la ganancia y es así, que cuanto mayor es la ganancia, el espectro de altura de pulsos estará más expandido.

El análisis de altura de pulsos se realiza mediante:

- discriminadores conectados a un circuito de anticoincidencia, pudiéndose fijar la base y el techo en forma independiente y continua. Es así, que pueden realizarse mediciones de varios radionucleidos simultáneamente, fijándose ganancias y ventanas adecuadas para cada uno de ellos
- un sistema de análisis de espectro de altura de pulso mediante un conversor analógico-digital, que permite obtener la distribución espectral de energía, para una ganancia fija, en el rango de energías de 0-2000 Kev (Fig. 5).

Material radiactivo.

Los radionucleidos que se miden con mayor frecuencia en los contadores de centelleo líquido son emisores beta, especialmente aquellos de baja energía (Tabla 1).

El uso de contadores de centelleo líquido para la determinación de emisores alfa tiene como ventaja una eficiencia de contaje cercana al 100% y una sencilla preparación de la muestra en estudio.

El contaje de gamma emisores por centelleo es importante por dos razones:

- el interés biomédico del RIA que en muchos casos utiliza sustancias marcadas con ^{125}I
- el uso de una fuente gamma, usada en los equipos de centelleo líquido como standard externo, para las técnicas de corrección de quenching.

Por su baja densidad y el bajo peso atómico de los elementos constitutivos, los centelladores orgánicos tienen coeficientes de absorción para gamma mucho más bajos que los centelladores inorgánicos (INa (Tl)).

En función de la energía, los fenómenos que contribuyen a la formación del espectro de altura de pulso en centelleo líquido son:

- para energía < 30 Kev ⟶ electrones de conversión (Co-57, Cr-51) y electrones Auger (^{125}I)
- 30 Kev < energía < 2 Mev ⟶ efecto Compton que produce un espectro continuo de electrones de 0 hasta E max= 2
- energía > 2 Mev ⟶ producción de pares

El ^{125}I, usado frecuentemente en RIA y análisis de receptores de esteroides, presenta en centelleo líquido una eficiencia de 75% en un centellador del tipo emulsificante (Fig. 6).

Así mismo, radionucleidos que desintegran únicamente por captura electrónica (^{55}Fe) también pueden medirse por centelleo líquido, ya que se detectan los rayos X emitidos.

Ciertos radionucleidos (^{32}P, $^{90}Sr/^{90}Y$, ^{36}Cl) pueden ser cuantificados por centelleo líquido en ausencia de centellador, por efecto Cerenkov. Este efecto se produce cuando una partícula beta de alta energía atraviesa un medio intercambia su energía con las molécula de solvente. Este intercambio de energía produce polarizaciones electrónicas localizadas a lo largo de la trayectoria de la partícula. Cuando la velocidad de la partícula beta excede la velocidad de la luz en ese medio estas moléculas polarizadas regresan a su estado basal emitiendo fotones en el rango de energía de 350-600 nm. La energía umbral para la producción del efecto Cerenkov está dada por la ecuación:

$$E_{min} = 0{,}511 \{(1-1/n) -1\} \text{ Mev}$$

siendo n: índice de refracción del medio

La eficiencia del efecto Cerenkov en agua es de 7% para ^{36}Cl, 25% para $^{90}Sr/^{90}Y$ y de 53% para ^{32}P.

Solvente.

El solvente actúa como disolvente de la muestra y también como centellador ya que a él es transferida inicialmente la energía de los productos de decaimiento del material radiactivo en estudio.

El solvente debe reunir las siguientes características:

- sus moléculas deben ser fácilmente excitadas y transferir esta energía de excitación sin pérdida significativa. En general las estructuras aromáticas con electrones no ligados responden a estas características
- disolver con facilidad la muestra y los centelladores
- bajo contenido de ^{14}C natural
- alta transparencia a los fotones de luz emitidos por las moléculas del centellador.

En la Tabla 2 se presenta una lista de los solventes más comúnmente usados, comparando su altura de pulso relativa (considerando como referencia un valor de 100 para tolueno) y la temperatura de ignición en aire (flash point).

En la elección de un centellador la altura de pulso relativa (RPH) es importante de considerar ya que con valores inferiores a 100, la transferencia de energía no es eficiente. Solventes con temperatura de ignición baja son normalmente muy tóxicos y debe considerarse el riesgo potencial de incendio que implica su manipulación.

El benceno fue uno de los primeros solventes usados. Por tener baja capacidad de solubilizar muestras acuosas, baja temperatura de ignición y alta toxicidad, fue reemplazado rápidamente por tolueno y dioxano.

El tolueno es un buen solubilizante de muestras orgánicas y con el agregado de Triton X-100 puede usarse para muestras acuosas. Tiene baja temperatura de ignición y es hepatotóxico.

El dioxano es usado para la solubilización de muestras acuosas (centellador de Bray). Sus desventajas son:

- precipita proteínas
- baja eficiencia de contaje (requiere el agregado de naftaleno como solvente intermediario)
- sujeto a auto-oxidación con producción de peróxidos (fuertes quencheantes y productores de quimioluminiscencia)

Las mezclas de xileno fueron usadas por su alta eficiencia de conversión de energía, alta altura de pulso relativa y menor riesgo.

Los pseudocumanos son muy usados en soluciones centelladoras comercialmente preparadas. Presentan:

- alta eficiencia de conversión de energía
- alta temperatura de ignición
- pueden ser usados en viales de plástico.

Los alquilbencenos fueron desarrollados para disminuir la toxicidad y los problemas derivados del transporte, almacenamiento y su tratamiento como residuos. Tienen alta RPH y su eficiencia es relativamente alta.

Centelladores.

Una solución centelladora en general posee 2 centelladores:

- centellador primario
- centellador secundario

La energía de excitación de la molécula de solvente se puede disipar como fotones en la región UV o transferirse directamente a la molécula de centellador. Las moléculas excitadas del centellador primario retornan a su nivel fundamental emitiendo fotones cuya longitud de onda corresponde a la región del espectro visible o del UV cercano.

En la Tabla 3 se presentan los centelladores primarios más usados para contaje por centelleo líquido. Las características a considerar en la elección del centellador primario tienen en cuenta :

- la concentración óptima del mismo en la solución centelladora, ya que un exceso tiene efecto quencheante
- la longitud de onda que corresponde al pico de fluorescencia del centellador, para que coincida con la zona más sensible del fotocátodo (Fig. 7)
- tiempo de decaimiento. Es muy importante, ya que el pico debe ser agudo y sin cola, sobre todo para una tasa de contaje elevada. Los centelladores más usados en la actualidad tienen tiempos de decaimiento del orden de nseg

- rendimiento de fluorescencia. Es definido como la fracción de moléculas excitadas que emiten fotones:

número de fotones / número de moléculas excitadas

El PPO es el centellador primario más corrientemente usado por presentar:

- alta eficiencia de centelleo a concentraciones moderadas
- buena solubilidad en solventes
- relativamente bajo costo
- baja reactividad con la mayor parte de las sustancias medidas por centelleo líquido.

El PBD es un eficiente centellador primario pero tiene como desventajas:

- costo elevado
- necesidad de duplicar la concentración de PPO para lograr una eficiencia similar
- reactividad química.

El BBOT es un centellador primario que emite en la región del visible lo que hace que sea más resistente al quenching óptico en la región del UV. Las desventajas son similares a las que presenta el PBT.

Los centelladores secundarios son usados como 'corredores de longitud de onda. Su función consiste en absorber los fotones emitidos por el centellador primario (370 nm) y reemitir fotones de mayor longitud de onda (420 nm), mejorando así la eficiencia de transmisión de energía de la radiación incidente por, ajustarse su espectro de emisión con la zona más sensible del fotocátodo.

Los centelladores secundarios se usan en bajas concentraciones en la solución centelladora debido a su baja solubilidad y elevado costo, razones que no los hacen aptos para usar como centelladores primarios. En la Tabla 3 pueden observarse los centelladores secundarios más usados.

El primer centellador usado fue el POPOP y aún hoy es el más utilizado en las soluciones centelladoras preparadas en laboratorio. Su baja solubilidad limita la cantidad a incorporar, siendo también su velocidad de disolución lenta. Otra desventaja que presenta es la reactividad química.

El dimetil-POPOP tiene mayor solubilidad y tasa de disolución más rápida que el POPOP, pero su desventaja también reside en la reactividad química que presenta.

El bis-MBS es el más usado en soluciones centelladoras preparadas comercialmente. Tiene buena solubilidad y alta tasa de disolución en los solventes usados en centelleo líquido. Pero su ventaja fundamental es que usado a altas concentraciones puede actuar como centellador primario suplementando al PPO para aumentar la resistencia al quenching, además no presenta reactividad química.

En la actualidad el uso de centelladores secundarios no es estrictamente necesario ya que ciertos equipos de centelleo líquido poseen PMT sensibles a la longitud de onda de los centelladores primarios. En este caso sólo se recomienda el uso de centellador secundario si las muestras presentan un fuerte quenching de color.

Surfactantes, gelificantes y oxidantes.

Los surfactantes y gelificantes son quizás los elementos más importantes a tener en cuenta en la preparación de una solución centelladora, ya que proveen el medio de obtener

soluciones homogéneas entre muestras acuosas y soluciones centelladoras orgánicas. Se necesitan para solubilizar proteínas, sangre y otros fluidos biológicos.

Los surfactantes logran que la muestra entre en contacto íntimo con el solvente por la formación de micelas. Existen dos tipos de surfactantes:

- iónicos (catiónicos y aniónicos)
- no iónicos

En la Tabla 5 pueden observarse los surfactantes más comúnmente usados. Los surfactantes iónicos forman micelas con ciertos tipos de soluciones salinas mientras que los no iónicos también las forman con agua. El uso de surfactantes en una solución centelladora hace que se pueda tener tres tipos de sistemas de fases de acuerdo a la cantidad de solución acuosa incorporada y a la temperatura, como puede verse en la Fig. 8. Cuando la cantidad de solución acuosa incorporada a una solución centelladora surfactante es pequeña se obtiene un sistema de una fase única de naturaleza líquida, clara y homogénea. Al ir agregando más solución acuosa, el sistema se presenta como un sistema de dos fases (orgánica e inorgánica). Es un sistema heterogéneo que no puede ser medido eficientemente en un contador de centelleo líquido. El agregado de aún más solución acuosa lleva a un sistema de fase única gelificada donde se puede realizar una medición por centelleo líquido con alta eficiencia de contaje.

En el caso de ser imposible o no conveniente solubilizar la muestra, puede determinarse su actividad si se suspende la misma en una solución centelladora que contenga un agente tixotrópico mediante el cual se gelifica la solución, es así, que se puede realizar mediciones sin que disminuya la eficiencia por precipitación. El agente gelificante más conocido es el Cab-O-Sil. Las suspensiones se preparan simplemente por agitación con la solución centelladora, ya que el Cab-O-Sil es lo suficientemente fluido como para trasvasarlo pero posee una viscosidad elevada para mantener suspensiones estables (geles) en reposo. Este método es particularmente importante en la medición de radiactividad en muestras provenientes de cromatografías en capa delgada (TLC).

En ciertos casos, en lugar de utilizar algún método de solubilización o de suspensión puede ser conveniente realizar la oxidación de las muestras y la medición de los productos de combustión con las técnicas corrientes. La oxidación se puede realizar por vía húmeda o seca, en forma estática o dinámica con flujo continuo de O_2. Los productos medidos son $^{14}CO_2$, $^{3}H_20$ y $^{35}SO_3$ generados por oxidación de muestras conteniendo ^{14}C, ^{3}H y ^{35}S respectivamente. Actualmente existen equipos que realizan este procedimiento en forma automática acoplados a equipos de centelleo líquido, con preparación sencilla de la muestra y recuperación del 99%. Es conveniente recurrir a este procedimiento cuando las muestras tienen muy baja actividad o la eficiencia de contaje de las mismas está apreciablemente disminuida debido a fenómenos de quenching, también cuando las muestras presentan problemas de solubilidad que producen disminución en la eficiencia de contaje por autoabsorción o por problemas de geometría.

Criterios de elección de la solución centelladora.

La elección de la solución centelladora apropiada es muy importante en la técnica de medición por centelleo líquido para obtener resultados válidos. Los principales factores a tener en cuenta son:

- compatibilidad de la muestra con la solución centelladora
- eficiencia de contaje
- costo

- conveniencia
- seguridad y eliminación de residuos

La compatibilidad de la muestra con la solución centelladora debe tenerse en cuenta ya que el mejor resultado se obtiene cuando la muestra está en íntimo contacto con el solvente primario, sin precipitación o separación de fases, constituyendo un sistema homogéneo con geometría 4 π.

Una alta eficiencia de contaje es requerida para disminuir el tiempo de medición y lograr una precisión estadística determinada. Es importante evaluar también la eficiencia de contaje en relación a la capacidad de aceptación de volumen de muestra para un volumen fijo de centellador y la resistencia del mismo a posibles sustancias quencheantes.

En general se busca optimizar eficiencia y costo, utilizando como variable el volumen ya que también está involucrado el problema de eliminación de los residuos.

El uso de una única solución centelladora (centellador universal) ayuda en muchos casos a reducir costos y mejora el conocimiento sobre el sistema de ensayo.

Los aspectos relacionados con la seguridad conciernen a la posibilidad de ocurrencia de incendios y a la toxicidad. Es por eso, que se han desarrollado nuevas soluciones centelladoras con alta temperatura de ignición que presentan menor tensión de vapor y por lo tanto una toxicidad disminuida. Esto ayuda a disminuir también las restricciones en el manipuleo, almacenaje, transporte y eliminación de residuos como también la disminución del efecto pared que se presenta al utilizar viales de centelleo de plástico.

Al planear una experiencia, la elección de la solución centelladora adecuada es una solución de compromiso entre todos los factores analizados.

Viales de centelleo.

Otro aspecto importante en la preparación de las muestras para contadores por centelleo líquido es el recipiente que contiene la muestra, el cual debe ser transparente a la radiación emitida por los centelladores. Considerando el material en que están realizados se pueden distinguir 2 tipos de viales:

- de vidrio
- de polietileno

Los viales de vidrio deben ser de borosilicato con bajo contenido de ^{40}K, para disminuir el fondo. Estos viales debido a su superficie perfectamente lisa reflejan un cierto número de fotones, mientras que los de polietileno, por tener la superficie algo más rugosa no presentan ese efecto. Por lo tanto, si bien el coeficiente de transmisión de la luz en el caso del polietileno es menor que en el del vidrio, en la práctica, los viales de polietileno permiten que salga una mayor proporción de los fotones generados en la solución centelladora. Esto hace que se mejore notablemente la eficiencia de contaje para mediciones de ^{3}H, mientras que para betas de mayor energía el incremento de eficiencia es poco significativo. Por otro lado, los viales de polietileno presentan las siguientes desventajas:

- permeables al tolueno lo que produce una disminución del volumen de la muestra en función del tiempo (Fig. 9) y efecto pared
- no pueden calentarse durante la preparación de la muestra
- no pueden ser reutilizados debido a la adsorción del material radiactivo a las paredes

- presentan fosforescencia más acentuada que los viales de vidrio, lo que conduce a un aumento del fondo.

En la elección del vial de centelleo más adecuado deben tenerse en cuenta las características de la muestra (material radiactivo y solución centelladora) y también el volumen del vial para lograr una máxima eficiencia con el menor costo de la solución centelladora y del vial de centelleo.

Tradicionalmente se usaban viales de 20 mL para 10-15 mL de solución centelladora. En la actualidad con 3 mL de solución centelladora en viales de 6-7 mL se obtiene buena eficiencia de contaje. Hay viales de centelleo de 1 mL y de 200 uL, aunque la desventaja reside en el menor volumen de muestra que puede ser medido y además el quenching químico puede representar un problema ya que es muy dependiente de la concentración.

Preparación de muestras especiales para ser medidas por centelleo líquido.

Los contadores de centelleo líquido, dentro de su versatilidad, permiten la medición de muestras con características especiales que requieren de un procesamiento específico y adecuado. La mayor dificultad que presentan las muestras especiales es su naturaleza inhomogénea, que afecta la eficiencia de contaje al alterar la geometría 4π. Entre estas muestras especiales se pueden citar:

1. cromatogramas en papel
2. muestras con material radiactivo emisor gamma o X
3. trampas de CO_2
4. muestras de tejido
5. filtros de fibra de vidrio
6. membranas filtrantes
7. muestras provenientes de TLC
8. muestras provenientes de electroforesis en gel
9. muestras de sangre
10. muestras conteniendo partículas insolubles

1. En el caso de cromatogramas en papel es importante eluir el material radiactivo desde el soporte con un solvente de polaridad adecuada y solubilizarlo en la solución centelladora, ya que para radionucleidos emisores beta de baja energía (^3H) la pérdida de eficiencia es significativa. Debe comprobarse que la elución fue completa, con la medición de la muestra antes y después de removido el soporte.

2. Los emisores gamma o X pasan a través de la solución centelladora sin transferir su energía al solvente o a la molécula de centellador. Para lograr una medición cuantitativa, se agregan a la solución centelladora compuestos con metales pesados (tetrabutil Sb o tetraetil Pb).

3. Los estudios de metabolismo y la oxidación automática de muestras requiere de sistemas de medición y de trampas de CO_2. En principio se usaron soluciones de bases inorgánicas (solución acuosa de NaOH 1N o solución metanólica KOH 2N), pero presentaban las desventajas de una baja capacidad de retención, fuerte efecto quencheante y severa quimioluminiscencia. Por estos motivos, actualmente se prefieren las bases orgánicas (solución metanólica de hidróxido de Hyamina 10-X o Carbo-Sorb) para retener mayor volumen de CO_2.

4. Las muestras de tejido o de naturaleza proteíca para ser medidas por centelleo líquido deben ser previamente solubilizadas por medio de solubilizantes de tejido o por oxidación. Los solubilizantes más usados son:

- solución metanólica de Hyamina 10-X, con una capacidad de solubilización baja a temperatura ambiente y que presenta un quenching químico elevado debido a su base metanólica
- Soluene-350, ideal para solubilizar homogenatos de tejidos. Puede acelerarse el proceso por calentamiento a más de 50° C y presenta bajo quenching químico.

5. El uso de filtros de fibra de vidrio está muy difundido en cultivos celulares, estudios de binding a receptores e hibridización DNA/RNA, DNA/DNA. Para cuantificar el material radiactivo hay que eluirlo del soporte considerando sus características de solubilidad, y la necesidad de utilizar un solubilizante de tejido.

6. En muchas aplicaciones bioquímicas es frecuente el uso de membranas filtrantes (ésteres mixtos de celulosa, nitrato de celulosa y PVC). Su tratamiento para ser medidos por contadores de centelleo líquido es similar al de los filtros de fibra de vidrio aunque en ciertos casos el tratamiento con Soluene-350 produce quenching de color lo que dificulta la exacta cuantificación. Es por ello preferible el uso de un centellador (Filter-Count) que disuelva la membrana filtrante y solubilice el material radiactivo.

7. Para muestras provenientes de TLC se remueve la zona del cromatograma a medir y se eluye con los solventes adecuados a la naturaleza del material radiactivo.

8. Los geles de poliacrilamida usados para separar DNA, RNA, proteínas, péptidos y otras moléculas antes de ser medidos por centelleo líquido deben ser procesados por solubilización por alguno de los siguientes procedimientos:

- maceración
- tratamiento con H_2O_2
- tratamiento con H_2O_2y ClO_4H

La elección de un determinado procedimiento se basa en el tipo de muestra a eluir, el tiempo necesario para el tratamiento de la muestra y la disponibilidad de la solución centelladora compatible con la muestra procesada.

9. Muchas experiencias requieren el contaje por centelleo líquido de muestras de sangre, por ejemplo, provenientes de estudios de clearence de nuevas drogas. El procedimiento a seguir es el tratamiento de 0,1-0,4 mL de sangre con 1 mL de solubilizante de tejido (Soluene-350-isopropanol (1:1), con incubación a 50°C. Al final de la incubación se realiza el agregado de 0,3-0,5 mL de H_2O_2 30%, gota a gota con agitación constante. Luego de 15-30 min. a T=amb. ó 15 min. a 50°C, agregar 10 mL de solución centelladora Hionic-Fluor y efectuar el contaje luego de 30 min., para dejar decaer la quimioluminiscencia. Eficiencia de contaje ^3H: 30-35%

10. Para el contaje de partículas insolubles, por ejemplo $CO_3{}^{133}Ba$, se necesita la utilización de sustancias gelificantes (Cab-O-Sil) al 3-4% en solución centelladora.

Interferencia en el contaje y en el análisis de espectros.

Las interferencias en el contaje y en el análisis de espectros, inherentes al proceso de centelleo líquido, pueden clasificarse en:

- quenching
- luminiscencia
- electricidad estática
- efecto pared
- variaciones en el volumen de solución centelladora
- muestras heterogéneas
- ruido
- fondo

Quenching.

Hay diferentes factores que afectan la eficiencia de contaje de un sistema solvente-soluto. Los principales son:

- quenching químico
- quenching de color

El quenching químico causa pérdidas de energía en la transferencia desde el solvente al soluto, hay una absorción de la energía beta antes de ser convertida en fotones. Hay varios tipos de quenching químico:

- quenching químico interno (intra o intermolecular)
- quenching químico externo

El quenching químico interno se debe a procesos intra o inter moleculares en los cuales una molécula de solvente excitada degrada su energía de excitación sin emitir fotones convirtiéndola, por ejemplo, en energía vibratoria que se disipa como calor por interacción con el entorno. Cuando esta interacción ocurre entre moléculas no necesariamente iguales pero sí semejantes, se denomina autoquenching, esto explica el efecto quencheante al aumentar la concentración del centellador. Al aumentar la concentración de centellador, al principio se logra un aumento de la fluorescencia hasta que se logra un máximo y luego ésta disminuye al seguir aumentando la concentración del centellador, esto se conoce como quenching de concentración.

El quenching químico externo se produce por impurezas que se encuentran en los reactivos usados en la preparación de las muestras y/o presencia de sustancias en el material radiactivo que atrapan la energía de la radiación y retornan a su nivel fundamental sin emitir fotones. En este sentido una de las sustancias más efectivas como productora de quenching es el oxígeno molecular disuelto en el solvente, por lo que en ciertos casos es conveniente o indispensable desairear la solución centelladora.

El quenching de color es la atenuación de los fotones en la solución, o sea una pérdida de fotones al pasar por el medio. Si la solución es coloreada, la longitud de onda de la luz producida es alterada hasta valores donde el PMT tiene respuesta reducida (Fig. 10). El quenching de color se debe fundamentalmente a la presencia de sustancias coloreadas que

absorben una fracción más o menos importante, de los fotones emitidos antes de que éstos salgan del vial.

A pesar de que el mecanismo de producción de ambos tipos de quenching es fundamentalmente diferente, el efecto final es la reducción del número de fotones emitidos por la muestra (interferencia en el contaje). Hay además un corrimiento del espectro hacia la zona de menor energía (interferencia en el análisis espectral). Esta alteración en la distribución de energías hace que la eficiencia de contaje sea dependiente del grado de quenching de la muestra, que a su vez depende de la naturaleza de la misma, el centellador usado y el método de preparación (Fig. 11).

Para el quenching químico todas las energías de radiación son igualmente afectadas, mientras que para el quenching de color los eventos que se producen en el borde del vial, o sea cerca de un fototubo, darán un pulso de intensidad mayor en un fototubo que en el otro. Pero por suma, estos pulsos se adicionan juntos y dan igual altura de pulso, en el pulso suma, que otra muestra sin quenching , sólo se ve afectado el número de eventos que será menor. El rango de altura de pulsos para muestras con quenching de color es más amplio que para muestras con quenching químico (Fig. .12).

Para disminuir el quenching se puede recurrir al uso de:

- centelladores resistentes al quenching
- sistemas adecuados de preparación de muestras. En el caso del quenching de color puede ser eliminado con el agregado de H_2O_2 o borhidruro de Na
- sistemas de determinación de parámetros indicadores de quenching y sistemas de compensación automática.

Es importante medir la eficiencia de contaje para cada muestra individualmente, por comparación con standards u otra muestra de actividad conocida, o realizar un análisis espectral para conocer la existencia de quenching, ya que el corrimiento del espectro hacia zonas de menor energía habla de la presencia de una sustancia quencheante.

Quimio y fotoluminiscencia

Quimioluminiscencia es la producción de luz como resultado de una reacción química y ocurre con mayor frecuencia en muestras de pH alcalino y/o conteniendo peróxidos, cuando se incorporan a centelladores de tipo emulsificantes. La quimioluminiscencia es producida por reacciones químicas entre los componentes de la muestra centelladora, en ausencia de material radiactivo. Pueden reaccionar los solutos entre sí y la energía de excitación química transformarse en energía de excitación electrónica con posterior emisión de luz. Se produce en general cuando:

- solubilizantes alcalinos de tejidos se agregan a soluciones centelladores de tipo emulsificante
- agentes oxidantes están presentes en la muestra.

La quimioluminiscencia tiene baja velocidad de decaimiento (de 0,5 horas hasta más de 1 día) y es dependiente de la temperatura.

La fotoluminiscencia es el resultado de la activación de la solución centelladora y/o vial de centelleo por la luz UV (luz solar o UV en los laboratorios) decayendo en pocos minutos.

Ambos fenómenos tienen espectros muy parecidos. La luminiscencia es un evento único que es registrado por coincidencia, si la actividad luminiscente es alta. La distribución de altura de pulso depende poco de la intensidad de la reacción y el espectro resultante se superpone al

de ^{3}H (Fig. 12). Es un fenómeno independiente del quenching químico, ya que no es generado por la conversión de energía de radiación en fotones.

El control de la luminiscencia para llevarla a niveles de fondo puede ser realizado:

- usando una lógica electrónica (detector de luminiscencia) que incorporado a ciertos equipos la descuenta automáticamente, independizándose de la quimioluminiscencia, bioluminiscencia y fotoluminiscencia.
- métodos adicionales de preparación de muestras.

La velocidad de decaimiento de la luminiscencia es afectada por la temperatura, entonces, al calentar la muestra se acelera la tasa de reacción de luminiscencia. Este método es recomendado cuando no se cuenta con un detector de luminiscencia. Enfriando la muestra se reduce la intensidad de fotones a bajos niveles, pero la interferencia sigue presente y da indicación en el detector de luminiscencia.

La quimioluminiscencia se produce principalmente en métodos de preparación de muestras que usan peróxidos o sustancia básicas como digestivos. Cuando se usan peróxidos para blanquear, la quimioluminiscencia debe dejarse decaer por incubación a temperatura elevada. Si la quimioluminiscencia es producida por reacciones de óxido reducción puede ser forzada a un punto final por el agregado a la mezcla de un agente reductor. En cambio, si la quimioluminiscencia se debe a sustancias ácido-base hay que neutralizar el entorno. Esta operación debe realizarse con mucho cuidado ya que muchas proteínas marcadas pueden precipitar en medio muy ácido. Hay que tener en cuenta que el agregado de estas sustancias puede afectar la capacidad de aceptación de la solución centelladora y el contaje. En la actualidad se cuenta con soluciones centelladoras diseñadas para controlar la luminiscencia a niveles de fondo.

Descarga electrostática.

Es una interferencia productora de fotones en el sistema de centelleo líquido. La electrónica de hoy cuenta con coincidencia de PMT y umbrales para disminuir el fondo pero las descargas electrostáticas parecen pulsos electrónicos como los producidos por eventos de decaimiento nuclear.

Los materiales con que se construyen los equipos de centelleo líquido y otros materiales de la vida cotidiana son generadores de electricidad estática. Aire-teflon y piel-polietileno son sistemas de alta intensidad electrostática.

En general, el entorno de un equipo de centelleo líquido es bastante conductor para desarrollar cargas estáticas. La piel humana al estar cubierta por una capa de humedad promueve la generación de electricidad estática con plásticos, también se produce en la superficie de viales de vidrio y en los adaptadores para viales pequeños. Estas cargas que se pueden producir en el vial o en el líquido centellador, se descargan como luz que es detectada por el equipo de centelleo líquido. Los centelladores emulsificantes se cargan al ser bombeados a través de las tubuladuras de plástico.

Los viales de vidrio tienen menos problemas con la estática que los de plástico. Este fenómeno ocurre al azar, mejora con viales de menor tamaño, y no está asociado al comienzo del contaje.

El control de estática se realiza por neutralización de iones cargados de la superficie de interés por 2 métodos:

- radiaciones ionizantes (requiere 10 min de exposición)

- electricidad para generar átomos ionizados. Se descarga el vial en el tiempo que tarda en bajar hasta la posición de medición (2 seg). Este es un método rápido, seguro y no radiactivo.

Efecto pared.

Los centelladores orgánicos pueden penetrar la pared del vial plástico, e indirectamente, afectar la precisión de contaje de la muestra. El espectro de energías no se altera, pero el espectro Compton inducido por el standard externo y usado para calcular el quenching se altera fuertemente. La difusión del centellador en la pared del vial de plástico convierte a la pared en un centellador cuando ambos (centellador y pared) son irradiados por el standard externo. La pared actúa como centellador y debido al efecto Compton emite fotones poco energéticos que distorsionan el espectro del standard externo.

En los nuevos equipos con análisis espectral se reduce el efecto pared ya que la integración se hace descontando la medición de la pared.

Variaciones en el volumen de la solución centelladora.

Con respecto al volumen de la solución centelladora son des los problemas a considerar:

- a medida que el volumen disminuye, la salida de luz cae en las áreas de menor eficiencia del PMT y los fotones de igual energía dan menor contaje en los puntos más bajos del PMT que en aquellos cerca del centro. Es así, que a menor volumen la eficiencia de detección es menor, se reproduce un efecto quencheante.
- la radiación gamma del standard externo requiere una cierta masa de solvente para interactuar y dar electrones Compton. A menor volumen, hay menor masa y ello produce menos electrones Compton produciendo un espectro distorsionado.

Muestras heterogéneas.

Para muestras homogéneas existen muchas formas de calcular el quenching, y así determinar la eficiencia de medición, pero en muestra heterogéneas esto es más difícil. Muestras heterogéneas del tipo de compuestos aislados en soportes sólidos, papeles de filtro, cromatogramas y geles de poliacrilamida al ser incorporadas a la solución centelladora, algo del material marcado se disuelve y es contado con eficiencia de solución, y otra parte queda en el soporte, siendo contado con menor eficiencia, ya que parte de la radiación beta se pierde por autoabsorción en el soporte. Esto hace que el contaje dependa de la distribución entre el material radiactivo disuelto y no disuelto. Por esta razón hay que evitar las muestras heterogéneas en centelleo líquido.

Un análisis visual permite en muchas oportunidades detectar la homogeneidad o no de una muestra, pero en ciertas oportunidades es necesario recurrir al análisis cualitativo vectorial, comparando con una muestra homogénea de referencia, para determinar si efectivamente la muestra a analizar cumple con los requisitos de homogeneidad requeridos para obtener un resultado válido.

Ruido.

El ruido en los circuitos electrónicos contribuye al fondo. Éste se origina en interferencias en la línea (ruidos de switching), y ruido de radiofrecuencia (luces fluorescentes y motores que dan pulsos esporádicos de fondo). Este ruido puede ser disminuido por el análisis espectral y usando filtros digitales que corrigen los espectros (Fig. 14).

Fondo.

La contribución al fondo de un equipo de centelleo líquido está determinada por:

- instrumento 10%
- crosstalk 22%
- vial de vidrio y pared PMT 37%
- solución centelladora (14 ml) 31%

El fondo debido al instrumento se debe fundamentalmente al ruido del PMT, este fondo en general es de baja energía.

El crosstalk son eventos de centelleo, espontáneo arranque de fotoelectrones del cátodo y fotones en un PMT que son vistos por el otro. Aparecen también a baja energía.

El fondo generado por radiación cósmica o ambiental sobre la pared de vidrio (vial, PMT). Aparecen en todo el rango de energías.

El fondo causado por la radiación cósmica o ambiental sobre la solución centelladora, aparece en un rango amplio de energías (Fig. 15).

El análisis de espectros, basado en el análisis de la forma del pulso, permite discriminar entre pulsos debido a decaimiento y pulsos debido al fondo, ya que los pulsos de centelleo originados por decaimiento beta tienen :

- componente rápido del pulso
- componente retardado del pulso (Fig. 16).

Mientras que el pulso de centelleo debido al fondo tiene :

- componente rápido
- diferente número de pulsos posteriores de baja intensidad (radiación Cerenkov en el vidrio del PMT) (Fig. 17).

Considerando el número de pulsos posteriores y usando espectros tridimensionales se calcula el índice de pulso. Este índice de pulso se usa para discriminar y mejorar el fondo para mediciones de ^{3}H y ^{14}C, ya que los fondos pueden ser medidos y guardados en memoria para ser descontados automáticamente. Este sistema permite eliminar interferencias, lograr identificaciones y mejorar el contaje.

Método operativo.

En las mediciones por centelleo líquido realizadas con equipos de centelleo líquido de última generación, la calibración y la corrección por quenching se realiza automáticamente. Debido a que estos equipos cuentan con:

- sistemas de calibración (Automatic Self-Normalization and Calibration) que utiliza una fuente calibrada de ^{14}C sellada como referencia, que permite un ajuste automático de parámetros, sin necesidad de realizar curvas de ajuste de ganancia y ventana.
- sistema compensador de quenching basado en un análisis espectral de la muestra y una comparación automática con una serie de standard quencheados. Esto conduce a la evaluación del quenching de la propia muestra, su relación con la eficiencia de contaje y el registro del valor corregido de actividad. Este sistema, por basarse en un análisis espectral, es mucho más exacto que el sistema de relación de canales para la corrección de quenching.

A pesar de que los equipos de centelleo líquido actualmente en uso poseen estos sistema automáticos , es interesante hacer mención a la forma manual de puesta a punto de un equipo de centelleo líquido.

Determinación de la ganancia óptima para equipos de ganancia variable.

La puesta a punto del equipo de centelleo líquido consiste en la optimización del sistema de ganancia para obtener la máxima eficiencia para el más bajo fondo, de forma tal que la cifra mérito (FOM) sea máxima.

$$FOM = (\text{eficiencia})^2 / \text{fondo}$$

El primer paso consiste en el ajuste de ventana. El discriminador inferior generalmente se fija en un valor bajo, superior a cero (p. ej.: 50 divisiones), para minimizar el ruido de fondo de baja energía proveniente de los sistemas electrónicos. El discriminador superior se fija en 1000 divisiones para minimizar los impulsos derivados de la radiación ambiental de alta energía.

Luego, se va incrementando la ganancia paso a paso, a partir de un valor mínimo hasta que se observa un máximo de actividad aparente. La ganancia que corresponde a dicho máximo representa las condiciones óptimas de trabajo, ya que con ella se lograr una FOM máxima y además esta ganancia se encuentra en la región con menor pendiente de la curva de eficiencia en función de la ganancia y es así, que pequeñas variaciones de la ganancia del sistema no afectan marcadamente la eficiencia de medición. En la Fig. 18, pueden observarse curvas de calibración de ganancia, correspondientes a patrones de ^{3}H y ^{14}C sin quenching para diferentes anchos de ventana.

La búsqueda del punto de balance se debe efectuar para cada radionucleido a determinar y para diferentes anchos de ventana, considerando la necesidad de discriminación de la medición. En la Fig. 19 se indican las ganancias óptimas obtenidas con muestras standard de ^{14}C y ^{3}H.

Quenching.

Dado que la mayoría de las muestras producen quenching en distintos grados, especialmente a altas concentraciones, la eficiencia de medición puede variar de una muestra a la otra. Es importante entonces estimar la eficiencia de medición en cada una de ellas, ya que el contaje es sólo representativo de la actividad de la muestra si se corrige el efecto quencheante.

Los parámetros indicadores de quenching pueden ser clasificados dentro de 4 categorías:

- método del standard interno
- parámetros indicadores de quenching considerando el espectro de la muestra (SCR, SIS)

- parámetros indicadores de quenching considerando el espectro del standard externo (ESR, tSIE, tSIE/AEC)
- Efficiency tracing DPM

Método del standard interno.

Con este método la eficiencia de contaje puede ser medida por el agregado en el vial (previamente medido con la muestra) de una actividad conocida del mismo radionucleido y midiendo el exceso de contaje de la muestra. Los pasos a seguir son:

1. medir la muestra
2. agregar el standard interno
3. contar nuevamente (muestra + standard interno)

$$\text{Eficiencia} = (C_2 - C_1)/ D$$

siendo: C_2 = contaje de la muestra + standard interno
C_1 = contaje de la muestra
D = actividad del standard interno

Las condiciones requeridas son:

- standard interno de igual material que la muestra
- standard interno de igual radionucleido
- actividad del standard interno igual o mayor que la actividad de la muestra
- actividad del standard interno conocida exactamente y con error pequeño
- iguales condiciones de contaje

La realización de este método insume mucho tiempo, manipuleo de la muestra que ya no puede ser recuperada como tal, y su precisión es relativamente baja. Por lo engorroso y las incertezas que concierne, este método prácticamente no se utiliza.

Relación de canales (SCR).

Esta técnica calcula la relación de contaje entre 2 regiones del espectro para detectar el corrimiento del espectro debido al quenching. Para ^3H se fijan las regiones:

- 0-19 kev (región A)
- 2-19 kev (región B)

Se realiza la medición en esas 2 ventanas para una serie de patrones de igual actividad absoluta a los que se les ha agregado cantidades crecientes de un agente quencheante (patrones de quenching) (Fig. 20). A medida que aumenta el quenching hay una disminución de la eficiencia de medición que es proporcional al área limitada por el espectro aparente y se produce un corrimiento del espectro aparente hacia alturas de pulso menores. Se halla la relación de canales (SCR) para cada patrón de quenching y se grafica ese indicador en función de la eficiencia de contaje (Fig. 21). Luego se lleva a cabo la medición de la muestra en ambos canales, el cálculo de la SCR, y la interpolación en la curva de eficiencia en función de SCR permiten determinar la eficiencia con que se realiza la medición y por ende la actividad absoluta de la muestra. Ventajas:

- requiere sólo 2 canales de contaje
- la muestra no necesita manipularse y pude recuperarse y/o volverse a medir en otras condiciones
- se eliminan problemas inherentes al agregado del standard interno
- es una técnica independiente del volumen de la muestra

Desventajas:

- limitado rango, ya que para muestra con alto quenching el espectro se corre a regiones de muy baja energía
- la precisión es dependiente de la región elegida
- es menos exacto que un método con análisis de espectro, ya que sólo una parte del espectro es analizada
- la relación de quenching y eficiencia es dependiente de la región de integración y su optimización es laboriosa
- tiempos de contaje más largos se requieren para obtener exactitud comparable sobre todo cuando la muestra es de baja actividad
- puede requerir más de una curva de calibración para un radionucleido dado, cuando la muestra es muy coloreada o sea produce quenching de color.

Indice espectral de la muestra (SIS).

Es un derivado de la energía promedio y es el parámetro indicador de quenching más sensible. Ventajas:

- es independiente de la tasa de contaje
- es independiente del volumen de muestra
- es independiente del efecto pared
- es independiente de la densidad del centellador
- al ser proporcional a la energía promedio se puede utilizar para análisis cualitativo de radionucleidos
- único indicador de quenching para efecto Cerenkov
- no requiere de standard externo
- más rápido que SCR

Desventaja:

- la exactitud estadística depende del número total de cuentas, sin embargo una buena exactitud se puede lograr con actividades de alrededor de 1000 cpm.

Relación de canales del standard externo (ESR).

Se basa en el hecho que el espectro originado por el efecto Compton del standard externo (^{137}Cs, ^{133}Ba) sufre corrimiento por quenching. Las cuentas acumuladas en la región de alta energía disminuyen al aumentar el quenching. Se hace una relación de canales para independizar la medición del volumen de solución centelladora. Como el espectro es producido por una única fuente, se minimiza el problema de la búsqueda del rango de optimización y la medición se puede realizar automáticamente.

Desventajas:

- cuando el quenching es grande disminuye la precisión estadística
- si el límite inferior se fija muy bajo se introducen errores por efecto pared.

Indice espectral transformado del standard externo (tSIE).

Se usa un espectro transformado de standard externo, para eliminar distorsiones espectrales debidas a:

- efecto pared (distorsiones a baja energía)
- variaciones de volumen de la solución centelladora
- quenching de color (espectros achatados)

Es así, que existe una sola curva por radionucleido para diferentes centelladores, tipo de muestra, volumen, tipo y volumen de vial.

Efficency tracing DPM

Requiere un analizador de espectros con MCA, sistema de reducción de datos sofisticado y radionucleido standard (fuente sellada standard de calibración) de actividad conocida.

El método se basa en:

- normalización del sistema con un standard sin quenching (^{14}C)
- análisis del espectro en 6 regiones diferentes
- graficación de la eficiencia en función del número de cuentas en cada región
- extrapolación a 100% de eficiencia por medio de cuadrados mínimos
- análisis espectral de la muestra en las 6 regiones y extrapolación comparando con la curva de la muestra no quencheada
- no requiere curva de quenching para cada radionucleido analizado.

El método es independiente de:

- densidad de la solución centelladora
- volumen de vial y muestra
- quenching químico y de color

Desventajas:

- error de hasta 25% para muestras de ^{3}H muy quencheadas
- no se puede utilizar para radionucleidos que decaen por captura electrónica.

Resolución de mezclas de radionucleidos.

La medición de una mezcla conteniendo 2 radionucleidos requiere consideraciones diferentes de que aquellas para muestras con una sola marca. Los 2 radionucleidos contribuyen al proceso de centelleo que genera pulsos. El espectro será la suma de los espectros individuales de cada radionucleido y se extender desde 0 hasta una energía beta máxima correspondiente al radionucleido de mayor energía. En la región desde 0 hasta la energía beta

máxima del radionucleido de menor energía habrá contribución de ambos radionucleidos (Fig. 22). Para estimar la contribución de cada radionucleido se puede realizar:

- análisis del espectro en dos regiones discretas de energía
- técnica de desdoblamiento de espectros (para equipos de centelleo líquido más recientes).

Para el primero de los métodos, el espectro se divide en dos regiones (Fig. 23). Una aceptable resolución de la mezcla se logra cuando la relación de energías máximas de los dos radionucleidos es 2-3 a 1. Considerando el caso de sustancias marcadas con ^{3}H y ^{14}C esta relación es de 8.4 a 1, lo cual conduce a una excelente separación. En este caso los límites de la región para ^{3}H se fijan en 0-12 Kev y los de la región para ^{14}C, en 12-156 Kev. Estos límites se fijan experimentalmente como compromiso entre la separación de los radionucleidos y la eficiencia de contaje necesaria. Hay que tener en cuenta que la muestra puede tener quenching y éste debe ser evaluado paralelamente con algún parámetro indicador de quenching para obtener la actividad real de la muestra.

La técnica de desdoblamiento de espectros en vez de separar el espectro en regiones, lo descompone en 2 componentes. Se basa en un análisis considerando el índice espectral de la muestra (SIS) y el de cada uno de los radionucleidos involucrados. Con este método también se debe realizar una evaluación del quenching por medio del tSIE. La ventaja del desdoblamiento de espectros reside en que, para cada nivel de quenching, se obtiene la exactitud de contaje óptima para cada radionucleido ya que son medidos con máxima eficiencia (Fig. 24).

Bibliografía

-Liquid scintillation. Analysis Science and Technology. Edited by M. J. Kessler. (1988)
-Liquid scintillation counting. Recent applications and development. Edited by C. T. Peny, D L. Horrocks, E. L. Alpen. Academic Press. (1980)
-Sample preparation in liquid scintillation counting. C. T. Peng. Edited by Amersham England. (1977)

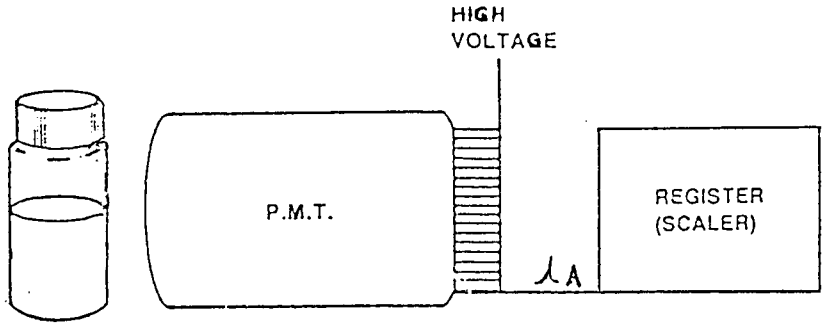


Fig. 1: Sistema simplificado de centelleo líquido.

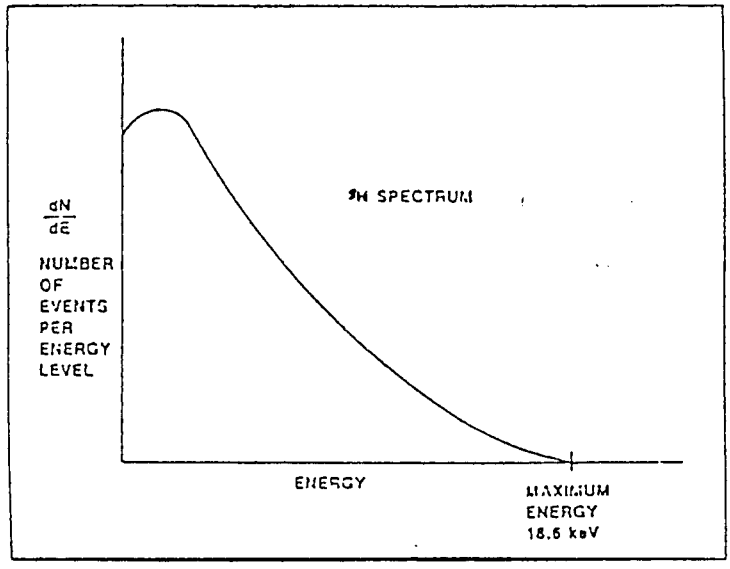


Fig.2: Espectro de ^{3}H (distribución de energías).

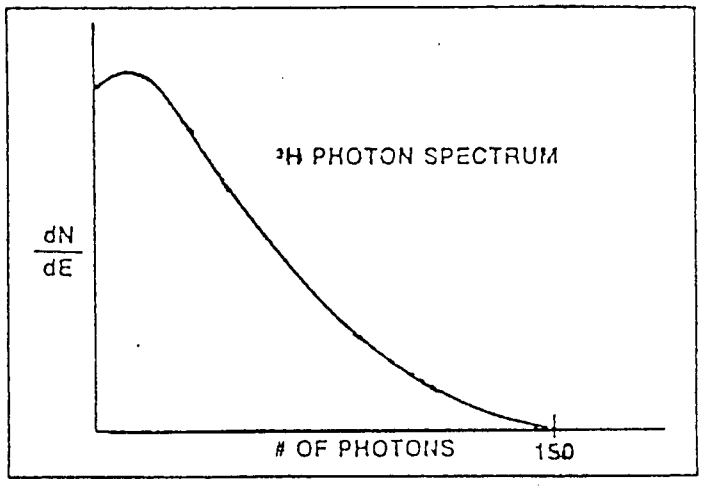


Fig.2: Espectro de ^{3}H (fotones).

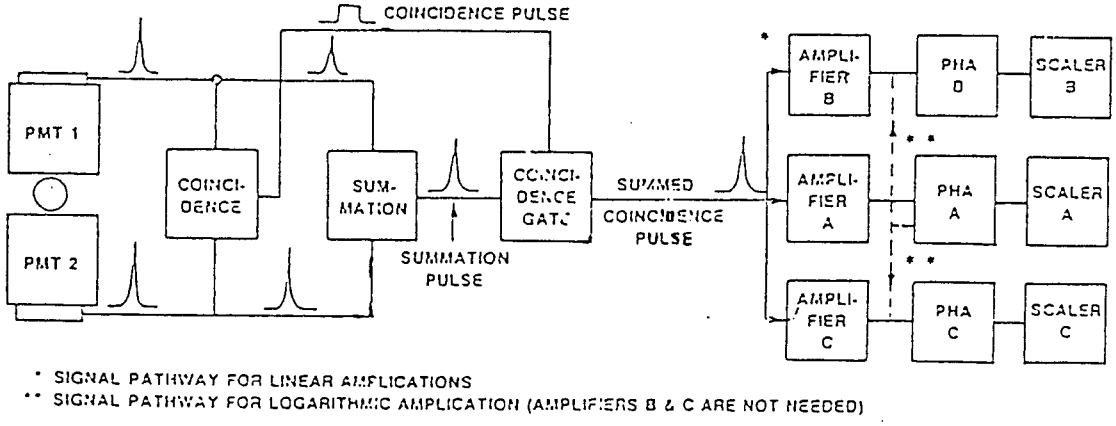


Fig. 3: Esquema simplificado del sistema de contaje por centelleo líquido.

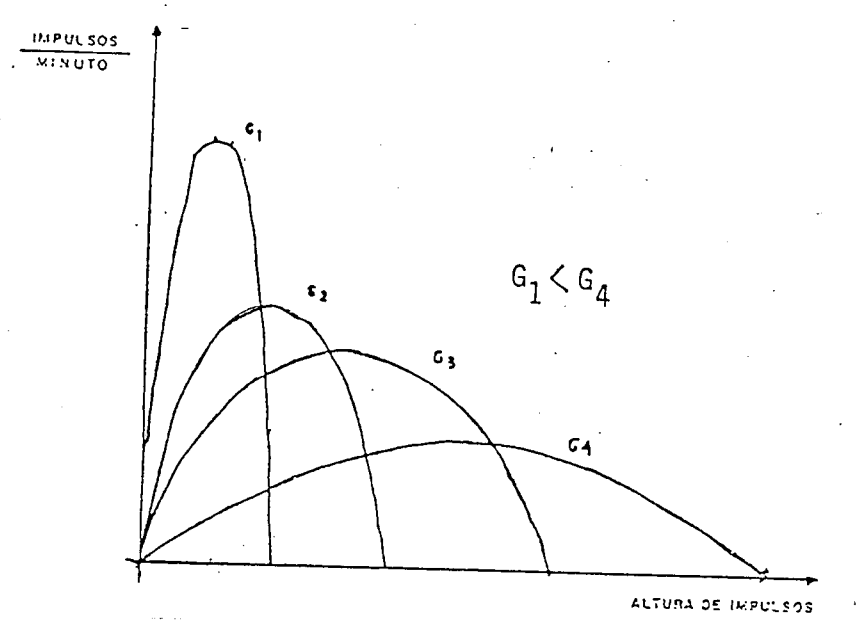


Fig.4: Espectro de un emisor beta para distintas ganancias de la red amplificadora.

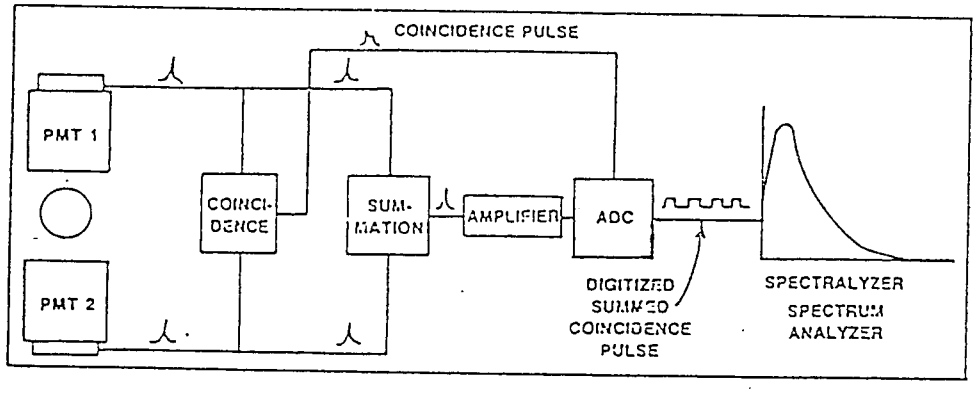


Fig. 5: Esquema simplificado de un sistema analizador de espectros por centelleo líquido.

Tabla 1: Radionucleidos beta emisores medidos con mayor frecuencia mediante contadores de centelleo líquido.

Radionucleído	$t_{1/2}$	E beta max. (Kev)	E beta media (Kev)
H^3	12.3 a	18.6	5.6
C^{14}	$5.74\ 10^3$ a	156	45
S^{35}	87.9 d	167	49
Ca^{45}	165 d	252	75
Cl^{35}	$2.5\ 10^5$ a	714	300
P^{32}	14.3 d	1710	700

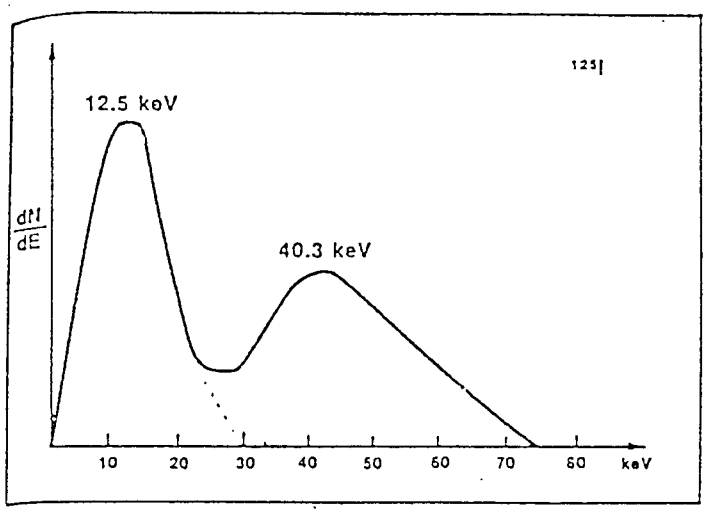


Fig. 6: Espectro de energías de ^{125}I en centelleo líquido.

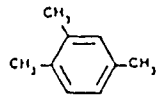
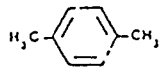
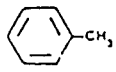
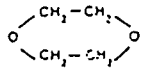
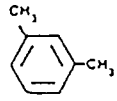
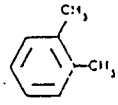
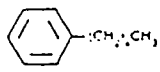
Solvent	Chemical Structure	Relative Pulse Height	Flash Point °C
1,2,4 -Trimeth/Benzene (pseudocumene)		112	50
p-Xylene		110	30
Toluene		100	5
Benzene		85	11
1,4 -Dioxane		65	12
m-Xylene		107	25
o-Xylene		98	29
Alkylbenzene (high flash point).		91	150

Tabla 2: Solventes usados en soluciones centelladoras.

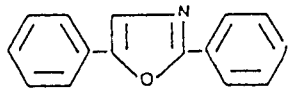
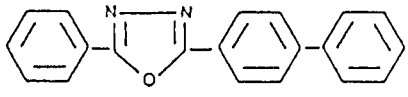
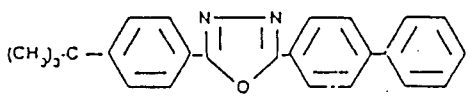
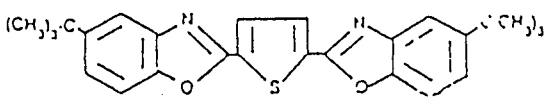
Solute	Optimum solute concentration (g/liter)	Fluorescence maximum (nm)	Decay time t (nsec)	Quantum yield q
PPO 	5-7	375	1.4	0.83
POPOP 	3-10	375	1.0	0.69
Butyl-PBD 	12	385	1.0	0.69
BBOT 	7	440	1.5	0.61

Tabla 3: Centelladores primarios.

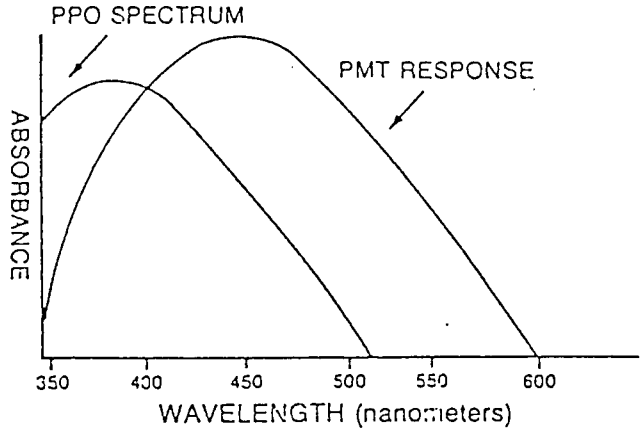


Fig. 7: Espectro de fluorescencia de un centellador primario (PPO) y curva de sensibilidad espectral de un PMT tipo.

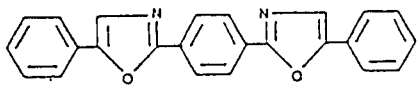
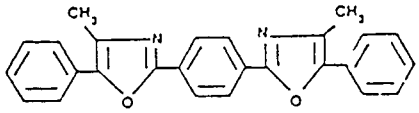
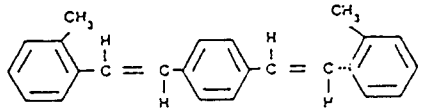
COMPOUND	ABBREVIATION	CONCENTRATION (g/liter)	FLUORESCENCE MAXIMUM WAVELENGTH (nm)
	POPOP	0.05-0.2	415
	M_2-POPOP	0.1-0.5	427
	bis-MSB	1.5	425

Tabla 4: Centelladores secundarios.

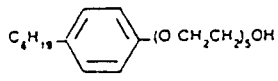
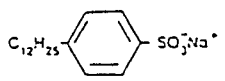
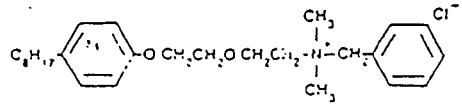
Name	Structure	Type
Triton N57		Nonionic
Dodecylbenzene sodium sulfonate		Anionic
Hyamine 166		Cationic

Tabla 5: Surfactantes usados en soluciones centelladoras.

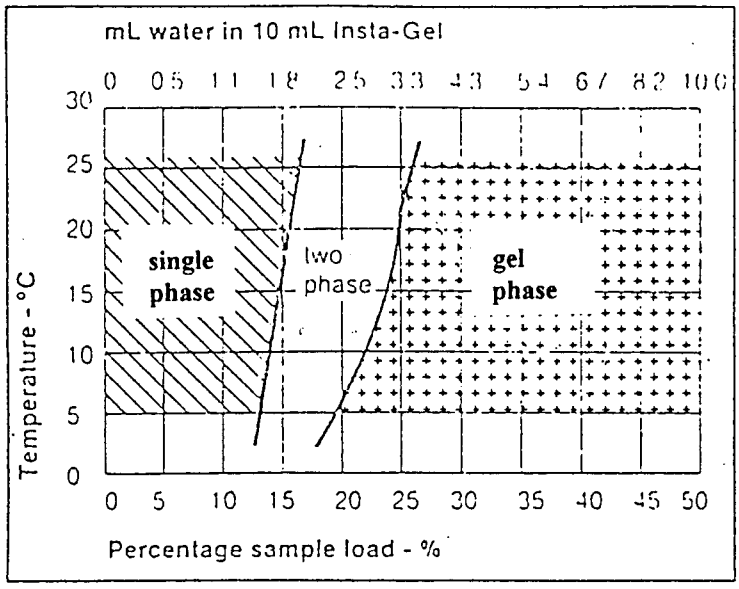


Fig. 8: Diagrama de fases para una solución centelladora de tipo emulsificante.

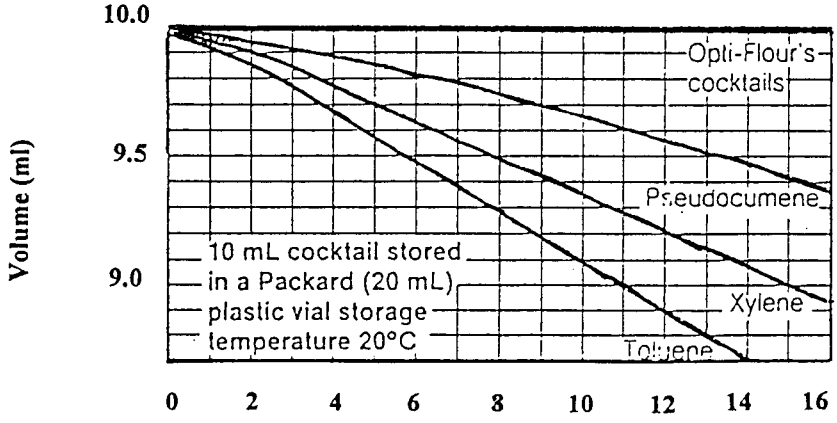


Fig. 9: Disminución del volumen de muestra para distintos solventes en viales de polietileno.

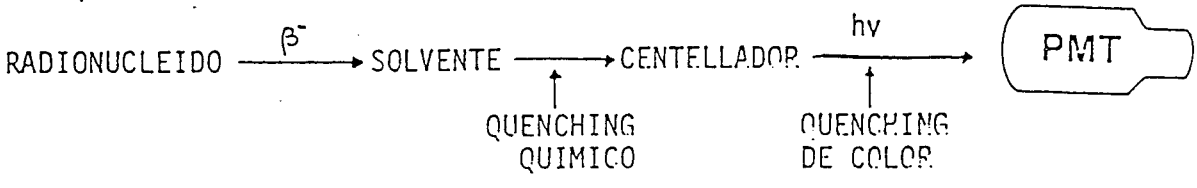


Fig. 10: Esquema de centelleo e interferencia por quenching.

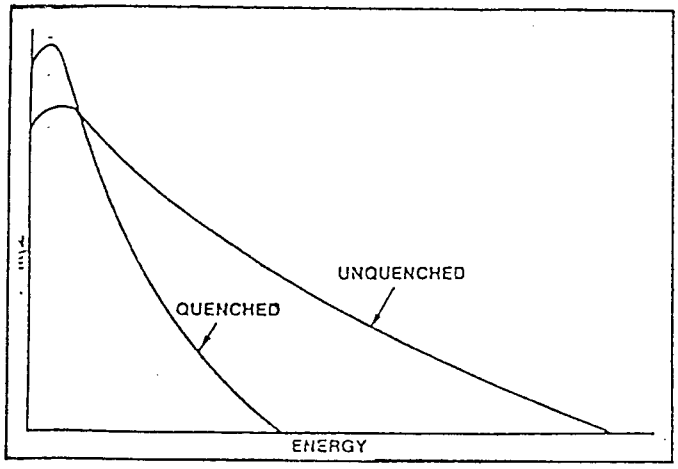


Fig. 11: Interferencia en el contaje y en el análisis de espectros. Fenómeno de quenching.

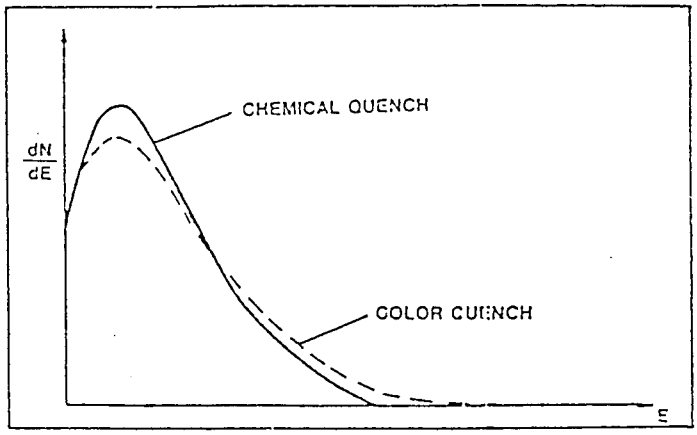


Fig. 12: Alteraciones del espectro de energías por quenching químico y quenching de color.

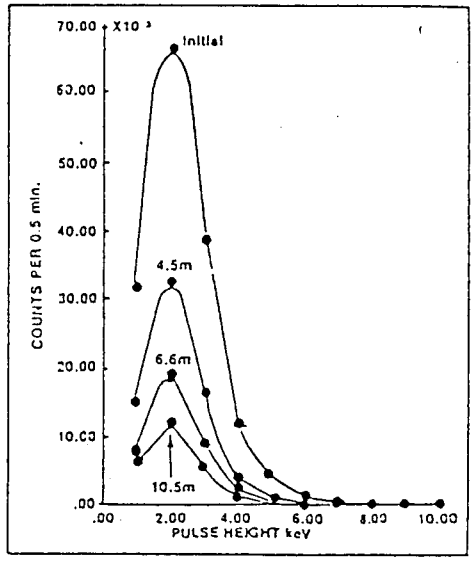


Fig. 13. Espectro debido a quimioluminiscencia a diferentes intervalos de tiempo.

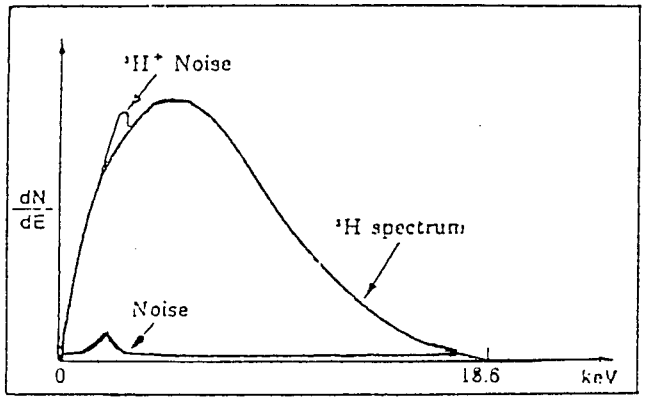


Fig. 14: Espectro de ^{3}H + pulsos de ruido.

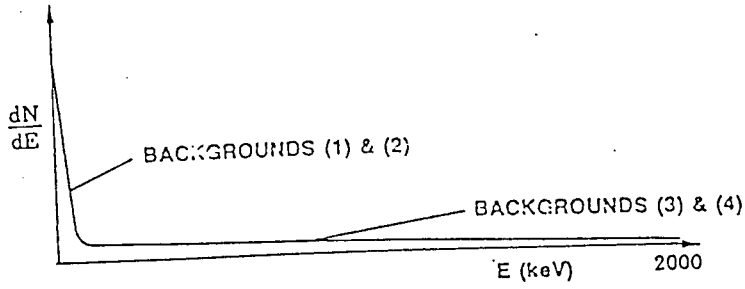


Fig. 15. Fondos.

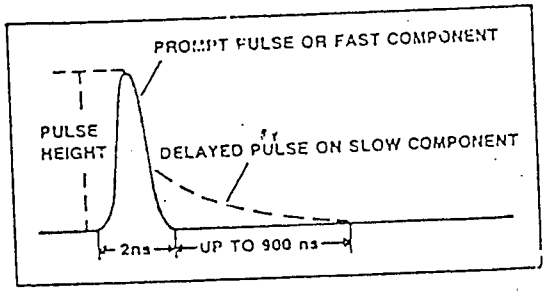


Fig. 16: Pulso de centelleo debido a radiación beta.

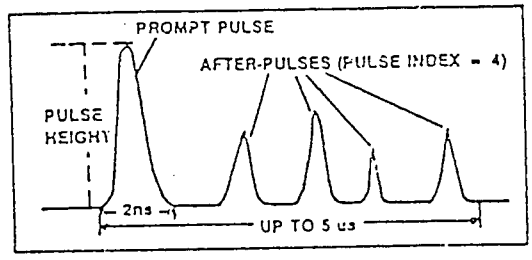


Fig. 17: Pulso de centelleo debido a fondo.

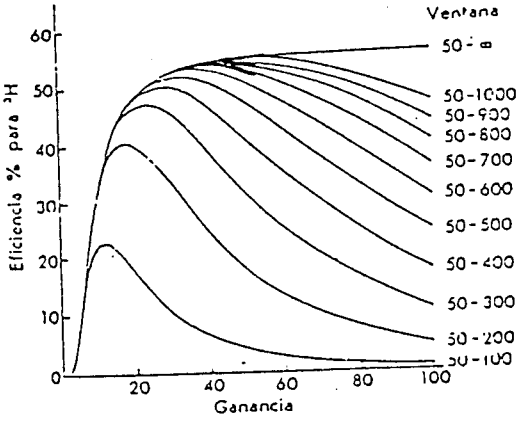


Fig.18: Eficiencia en función de la ganancia para un patrón de ^{3}H sin quenching, con diferentes anchos de ventana.

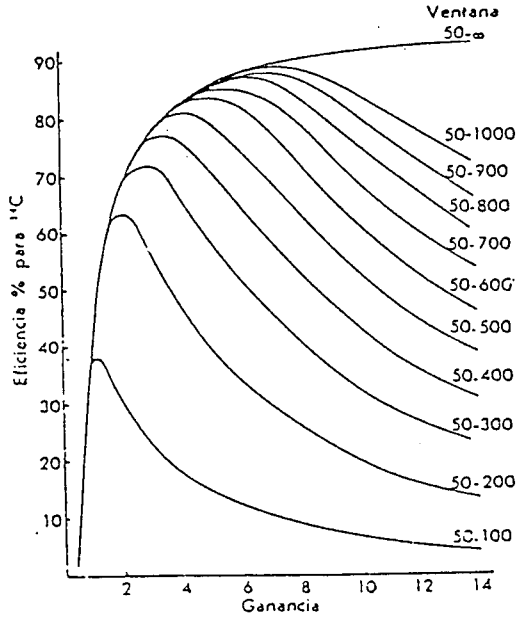


Fig. 18: Eficiencia en función de la ganancia para un patrón de ^{14}C sin quenching con diferentes anchos de ventana.

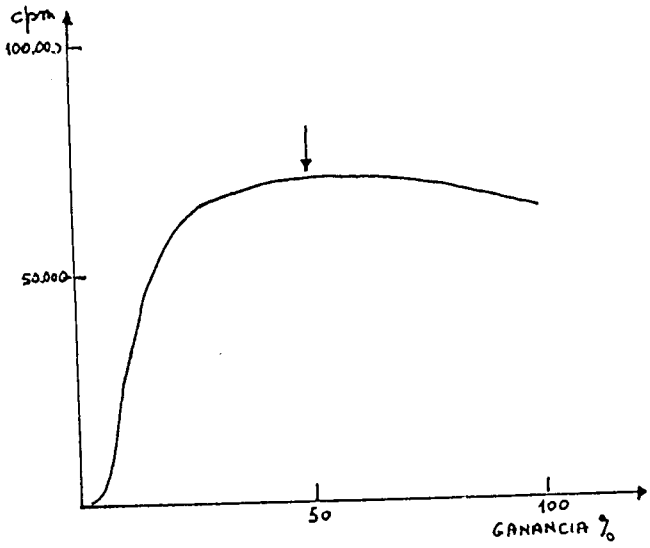


Fig. 19: Actividad medida en función de la ganancia para un patrón de ^{3}H con una ventana de 50-1000 divisiones.

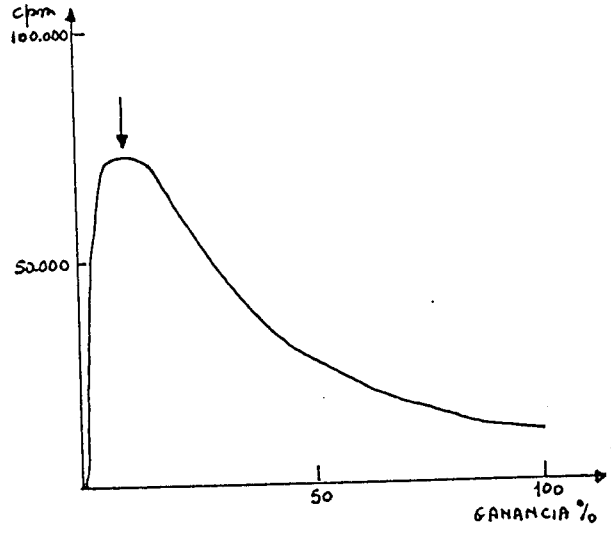


Fig. 19: Actividad medida en función de la ganancia para un patrón de ^{14}C con una ventana de 50-1000 divisiones.

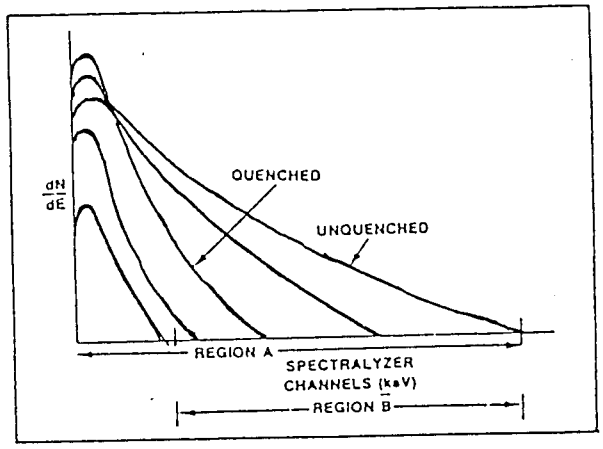


Fig. 20: Método de relación de canales (SCR) A/B o B/A como parámetro indicador de quenching.

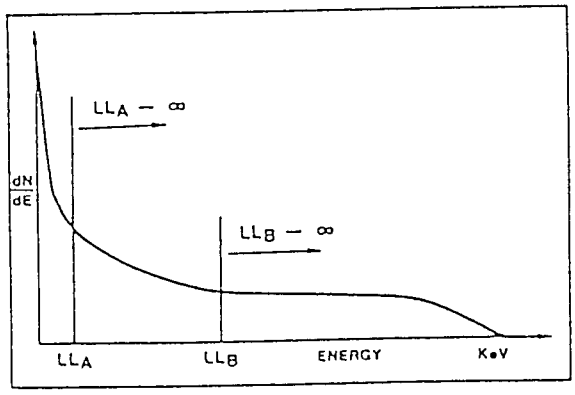


Fig. 21: Método de relación de canales de standard externo (ESR) (espectro Compton de ^{137}Cs) como parámetro indicador de quenching.

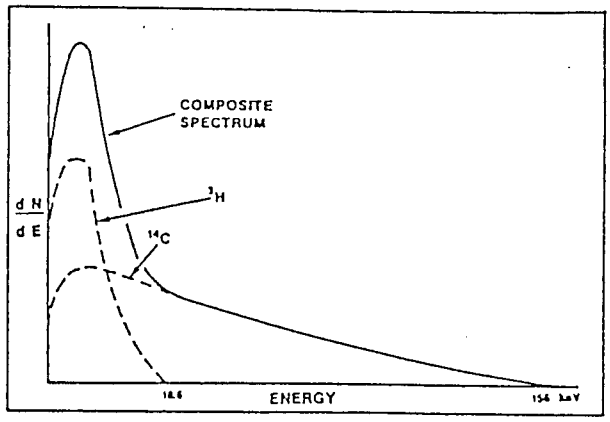


Fig. 22: Espectro compuesto de una muestra con doble marcación (^{3}H y ^{14}C).

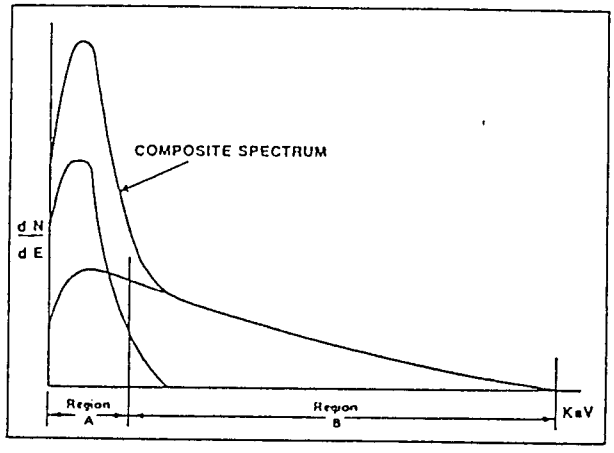


Fig. 23: Análisis del espectro de una muestra con doble marcación en dos regiones de energía.

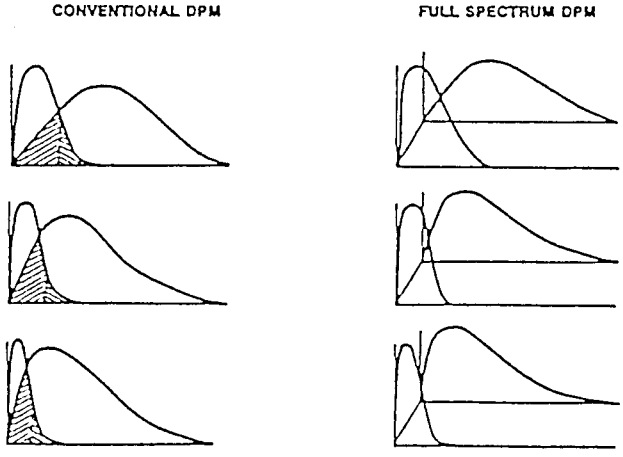


Fig.24: Desdoblamiento de espectros para el análisis de una muestra con doble marcación.

Estudio de la combustión de hidrógeno en la contención de la Central Nuclear Atucha I

Barón, J.H. y González Videla, E.

Publicado en Análisis de Riesgo, Instituto CEDIAC, Mendoza, Argentina, pp. 77-91, 1997

ESTUDIO DE LA COMBUSTIÓN DE HIDRÓGENO EN LA CONTENCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR "ATUCHA I"

Barón, J.H. y González Videla, E.

Ente Nacional Regulador Nuclear

Instituto de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería - Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

RESUMEN

En el presente trabajo se estudia y modela la combustión del hidrógeno en la contención de la central nuclear "Atucha I" usando el paquete CONTAIN. Donde el hidrógeno proviene de la oxidación de materiales metálicos durante accidentes severos postulados. El código CONTAIN es una herramienta integrada de análisis de las condiciones físicas, químicas, y radiológicas que inciden en una estructura de contención de descarga de materiales radiactivos de un sistema primario en un accidente severo de reactor.

ABSTRACT

In this paper the combustion of Hydrogen was modeled and studied in the containment vessel of the Atucha I nuclear power station using the CONTAIN package. The Hydrogen comes from the oxidation of metallic materials during the severe accidents proposed. The CONTAIN package is an integrated tool that analyzes the physical, chemical and radiation conditions that affect the containment structure of the radioactive materials unloaded from the primary system during a severe accident in the reactor

INTRODUCCION

En este trabajo se ha realizado un estudio de las variables termodinámicas durante la combustión de hidrógeno.

Se ha estudiado esta combustión y su incidencia en la atmósfera de los volúmenes de la contención de la Central Nuclear Atucha I.

Este modelo simplifica la contención de la Central en tres volúmenes y no tiene en cuenta la complejidad en el número de volúmenes dentro del cilindro biológico.

Los datos de los flujos de materiales, que aportan masa y entalpía a la contención, provienen de un modelado real con el código STCP para un accidente de perdida de suministro eléctrico de la Central Atucha I.

Los materiales tenidos en cuenta para este estudio son: el vapor de agua, el agua y el hidrógeno escapados del Tanque de Alivio del Presurizador ; el anhídrido carbónico, monóxido de carbono, hidrógeno y vapor de agua productos de la reacción corium-hormigón.

En este estudio no se consideró el calor irradiado en la reacción corium-hormigón, el calor por conductividad de la vasija y las perdidas de flujo del Volumen del Cilindro al Volumen de la Esfera antes de que salten los paneles fusibles que los comunican.

El Volumen del Cilindro Biológico contiene al reactor y se comunica con el Volumen de la Esfera al saltar 6 paneles fusibles. Estos paneles saltan con una diferencia de presión de 1 Atm entre ambos Volúmenes.

El Volumen de la Esfera es contenido por el Volumen Anular.

Durante la combustión de hidrógeno no se supera la presión de 0.55 MPa en el Volumen de la esfera.

La diferencia presión considerada para la rotura de la contención en el Volumen de la Esfera no es superada.

Esta diferencia de presión es de 0.78 MPa, doble de la presión de diseño.

Una vez rota la contención del Volumen de la Esfera ; se considera rota la contención de la Planta ; ya que el Volumen del Espacio Anular no posee gran resistencia a la rotura de la contención, por diferencia de presión, una ves rota la del Volumen de la Esfera.

Los resultados fueron elaborados con el código CONTAIN adaptado a LAHEY FORTRAN para IBM PC.

El código CONTAIN es una herramienta integrada de análisis de las condiciones físicas, químicas, y radiológicas que inciden en una estructura de contención de descarga de materiales radiactivos de un sistema primario en un accidente severo de reactor.

El código puede predecir los cambios en el medio ambiente pero no calcula las condiciones que inciden en el sistema primario, tampoco se interesa por la liberación de radionucleidos más allá de los límites de la contención. Estos cálculos pueden ser hechos por otros códigos.

DESARROLLO

Generalidades. El objeto de este trabajo es calcular las condiciones físicas atmosféricas que pueden provocar la falla a la contención de la central termonuclear ATUCHA I.

Este análisis se realizó utilizando el código CONTAIN, escrito en FORTRAN 77 , adaptado a Fortran LAHEY para correrlo en IBM-PC con coprocesador matemático. Ver ref.[1] y ref.[2].

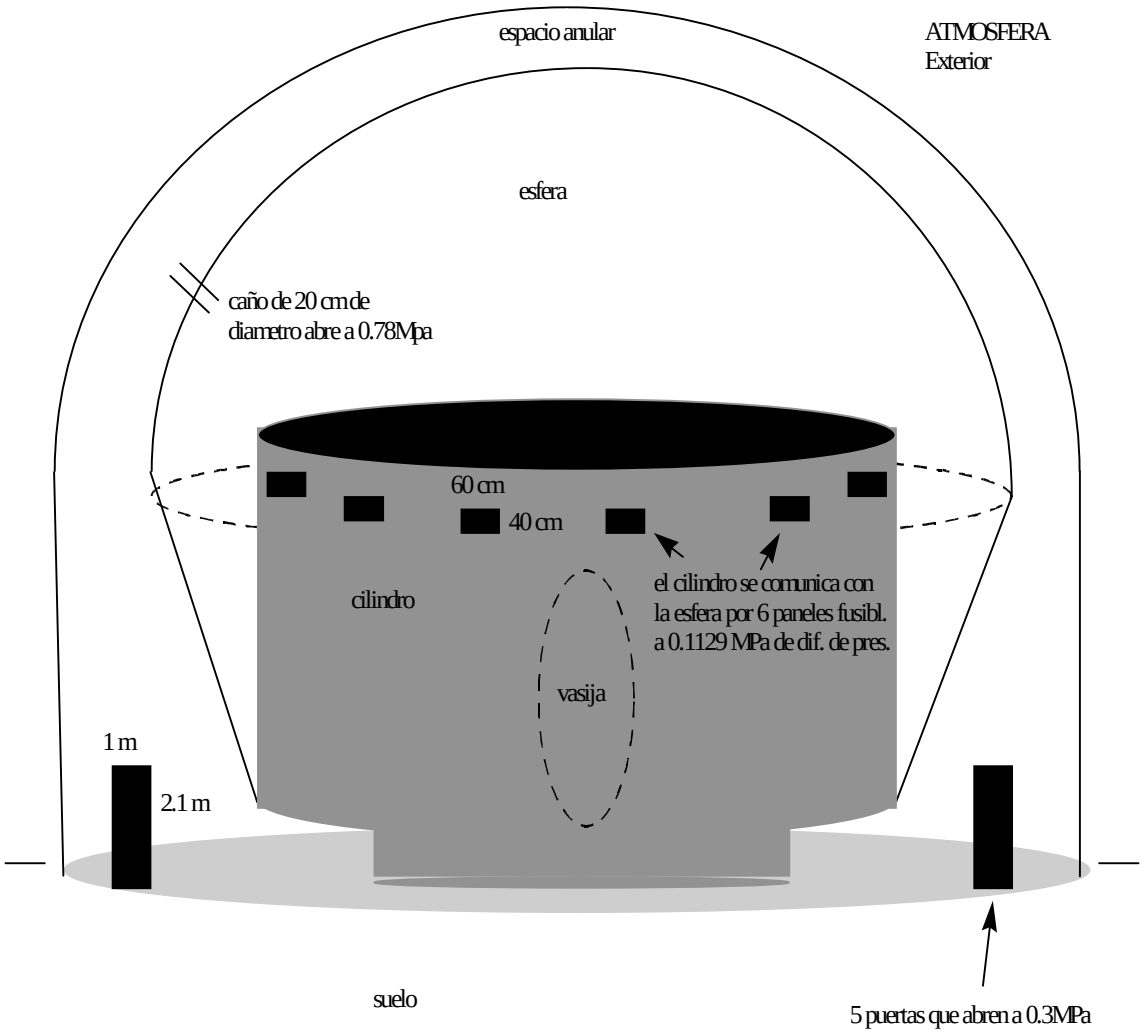


Figura 1. Descripción de los Volúmenes Modelados por CONTAIN

Descripción de los volúmenes modelados por CONTAIN. Se consideraron cuatro volúmenes : Volumen del Cilindro Biológico o Volumen 1, Volumen de la Esfera o Volumen 2, Volumen Anular o Volumen 3 y Atmósfera Exterior o Volumen 4. Ver Figura 1.

El Volumen Cilíndrico o Volumen 1 está contenido dentro de un Cilindro de Hormigón, el techo y paredes de este cilindro lo separan del Volumen Esférico, una parte de su piso lo separa del Volumen Anular y otra de del suelo externo.

El Volumen Cilíndrico está compuesto por la Fosa del Reactor y los Recintos Generadores de Vapor.

El Volumen Esférico o Volumen 2 está contenido en la parte interna de una esfera de acero y rodea al exterior del cilindro de hormigón que lo separa del Volumen 1. ; la esfera de acero separa al Volumen esférico del Volumen Anular.

El Volumen Anular o Volumen 3 está contenido en la parte interna de una Estructura de Hormigón y rodea externamente a la esfera de acero.

El techo del Volumen Anular con forma de media esfera y la pared con forma de cilindro lo separan de la Atmósfera Exterior.

El piso del Volumen Anular tiene forma de anillo circular y lo separa del suelo externo. El círculo interno al anillo circular es el piso del Cilindro Biológico que está en contacto directo con el suelo. Ver planos ref.[4].

Entre el Volumen 1 y el Volumen 2 existen seis paneles fusibles que los comunican cuando se abren a una diferencia de presión entre ambos volúmenes de 0.12MPa. ref.[5].

La falla a la contención del Volumen de la Esfera de Acero se producirá a través de una tubería del circuito TL ref.[5], de un diámetro de 0.20 m y que abre a una presión de diseño de 0.78MPa.

Al fallar la contención del Volumen de la Esfera, ésta queda comunicada con el Volumen del Espacio Anular provocando inmediatamente la Falla de la contención de éste a la Atmósfera Exterior.

El Volumen del Espacio Anular y la atmósfera exterior están comunicadas por las puertas de entrada al personal que se abrirán al fallar la contención del Volumen de la Esfera de Acero. El ancho de cada puerta es de 1.00m y el alto de 2.10m. Ver ref.[5].

En el interior del Volumen del Cilindro Biológico se encuentra el Reactor Nuclear, las Bombas Principales de Circulación del Circuito Primario, los Generadores de Vapor, el Presurizador y el Tanque de Alivio del Presurizador.

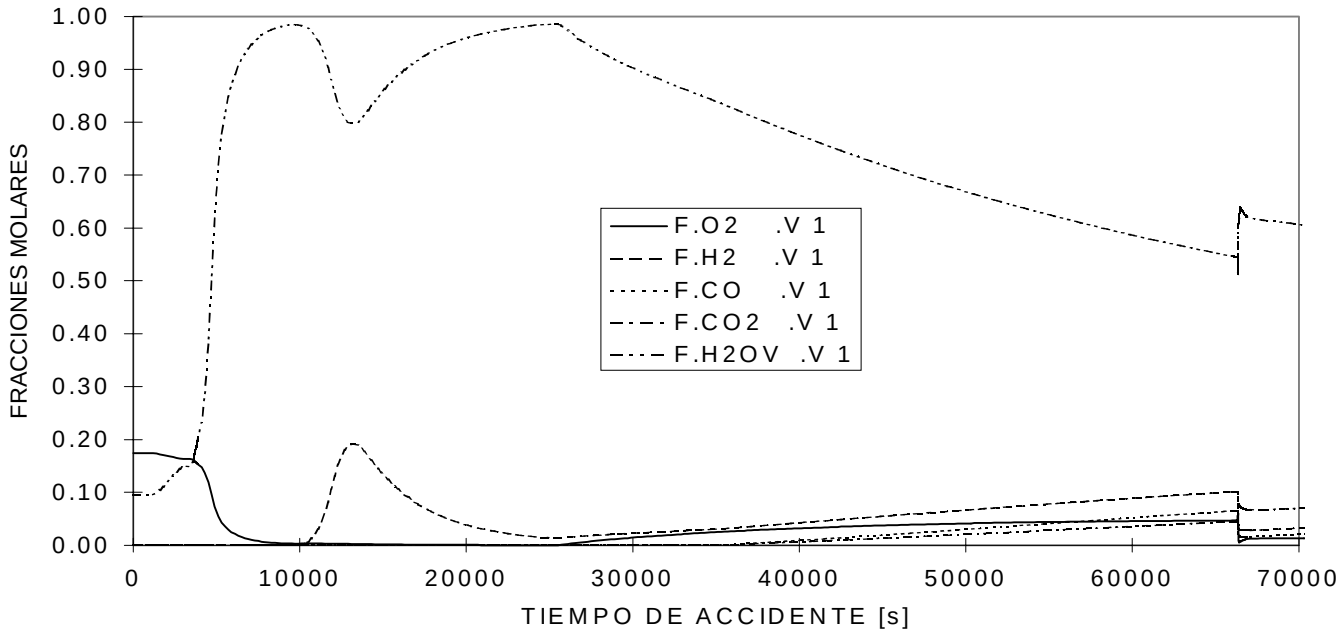


Figura 2. Fracciones Molares de Elementos Relacionados con la Combustión de H2 en el Volumen del Cilindro Biológico.

Descripción del accidente. Al cortarse el suministro eléctrico dejan de funcionar las bombas.

Luego de un tiempo la presión del primario comienza a aumentar abriéndose la válvula de seguridad del Presurizador a fin de aliviarla.

La presión continúa en ascenso llenándose de agua el Presurizador.

A través de la válvula de seguridad del Presurizador, el tanque de Alivio del Presurizador empieza a presurizarse.

El Tanque de Alivio deja escapar a través de su membrana al Volumen del Cilindro Biológico masa de vapor de agua, de agua líquida, y de hidrógeno con gran cantidad de energía térmica.

También se liberan una gran cantidad de materiales radiactivos que si llegaran a la Atmósfera Exterior podrían ser riesgosos para la población local.

El Hidrógeno proviene de la oxidación del Zircaloy del núcleo del reactor con vapor de agua, al quedar éste descubierto por la vaporización debido al aumento de temperatura y a la despresurización del circuito primario.

El recalentamiento del núcleo lo funde y perfora la parte inferior de la vasija cayendo el corium fundido al suelo de hormigón del cilindro biológico con generación de vapor.

La reacción corium-hormigón genera calor, Bióxido de Carbono, Monóxido de Carbono e Hidrógeno. También se genera vapor por la deshidratación del hormigón.

Los elementos y sus temperaturas, tanto los aportados por el Tanque de Alivio al Cilindro Biológico como los generados por la interacción corium-hormigón se introducen al modelo por medio de tablas obtenidas con STCP. ref. [5].

El aumento de presión en el Volumen 1, Volumen del Cilindro Biológico hace saltar los paneles y lo comunican con el Volumen de la Esfera. La concentración de hidrógeno produce una explosión si llega a un 7% cuando el oxígeno disponible es de un 5% y el vapor de agua y anhídrido carbónico, que son inertizantes, no superan el 55%.

En el Volumen del Cilindro Biológico se nota, luego de los 26000 segundos del accidente, un aumento de las fracciones molares del O2, CO, CO2 y H2 debidas principalmente a la disminución de la fracción molar del vapor, el vapor disminuye por la condensación. Ver Figura 2.

Combustión de hidrógeno. A los 66315 segundos se produce combustión en el Volumen de la Esfera al superar la fracción del H2 el 7 % . El O2 ya supera en el Volumen de la Esfera el 5% (llega casi al 12 %). La combustión se produce hasta que el hidrógeno cae al 2% deteniéndose por la baja cantidad de H2. Ver Figura 3.

La combustión se traslada rápidamente del Volumen de la Esfera al Volumen del Cilindro Biológico ni bien esta comienza con 4% de O2 , 10% de H2 y 6% de CO. Finaliza a los 66390 segundos con 1% de O2. Ver Figura 2 y Figura 3.

El CO en el Volumen de la Esfera se mantiene siempre con valores casi nulos.

En el Volumen de la Esfera la combustión dura un poco más que en el Volumen del Cilindro, hasta los 66400 segundos en que el hidrógeno baja a menos del 2%.

La mayor duración de la combustión en el Volumen de la Esfera que en el Volumen del Cilindro se debe a las mayores distancias a recorrer por la llama en el Volumen de la Esfera.

Las distancias a recorrer por la llama son introducidas en el código mediante una longitud característica.

Dicha longitud característica ,de nombre CHRL, fue para la esfera de 50. Metros.

En el Volumen del Cilindro dicha longitud fue calculada por el código, este toma por defecto la raíz del volumen de la celda considerada.

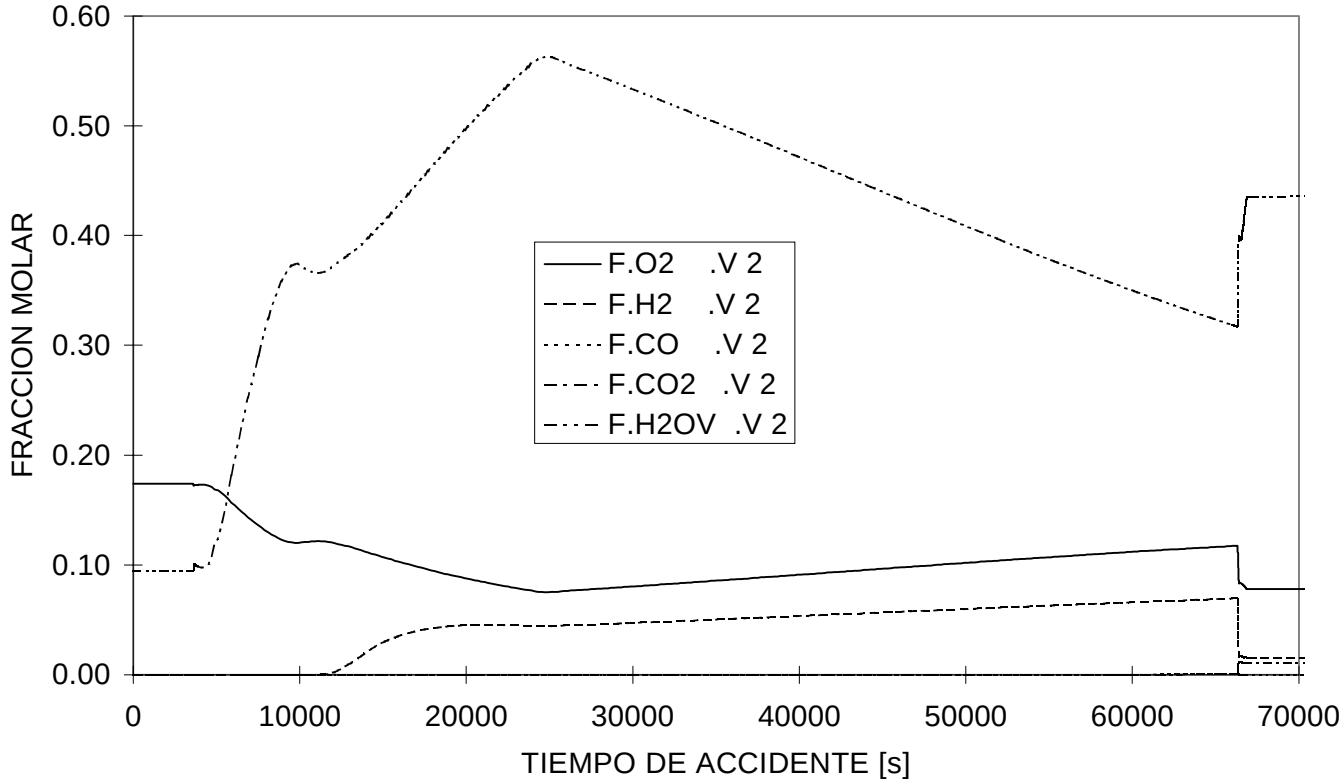


Figura 3. Fracciones Molares de Elementos Relacionados con la Combustión de H2 en el Volumen de la Esfera.

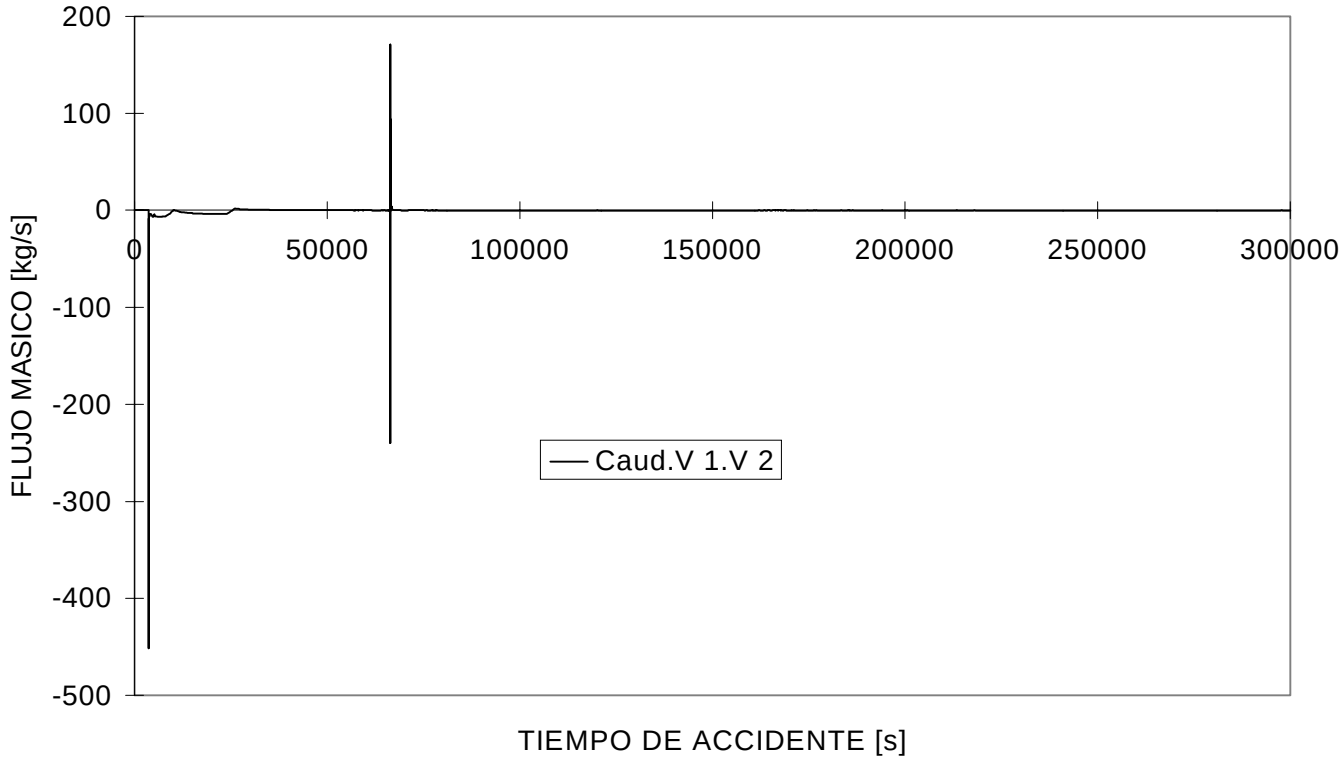


Figura 4. Flujo Másico al Cilindro Biológico desde la Esfera

Flujo másico entre el Volumen del Cilindro Biológico y el Volumen de la Esfera de Acero. El flujo másico que pasa de la esfera al cilindro está representado con signo positivo y el que pasa del Volumen del Cilindro al Volumen de la Esfera con signo negativo en las Figuras 4 y 5.

El primer pico de flujo másico, del Volumen del Cilindro al Volumen de la Esfera, alcanza un valor de -440 kg/s y se produce al saltar los paneles fusibles.

Luego de equilibrarse las presiones se produce un flujo pequeño del Volumen del Cilindro al Volumen de la esfera, por el ingreso al cilindro, principalmente, de vapor liberado por el Tanque de Alivio del Presurizador.

Los otro picos de flujo importantes se producen por la combustión de hidrógeno.

Flujo másico provocados por la combustión del hidrógeno. La Figura 5 Flujo al Cilindro Biológico desde la Esfera durante la Combustión de Hidrógeno, describe especialmente el flujo provocado a causa de las explosiones de hidrógeno.

Este gráfico muestra claramente un flujo del Volumen de la esfera al Volumen del Cilindro a partir de los 66315 segundos, momento en que se inicia la combustión de hidrógeno en la esfera que finaliza a los 66400 segundos del accidente.

A partir 66340 segundos del accidente hasta los 66390 segundos el flujo es del Volumen del Cilindro Biológico al Volumen de la Esfera debido a que la combustión iniciada en el Volumen de la Esfera se propagó al Volumen del Cilindro.

A los 66390 segundos finaliza la combustión en el Volumen del Cilindro Biológico por haberse consumido el oxígeno pero continúa la combustión en la esfera lo que provoca un flujo desde ésta al Volumen del Cilindro Biológico.

A los 66400 segundos se consume el hidrógeno del Volumen de la Esfera y termina el flujo del Volumen de la Esfera al Volumen del Cilindro.

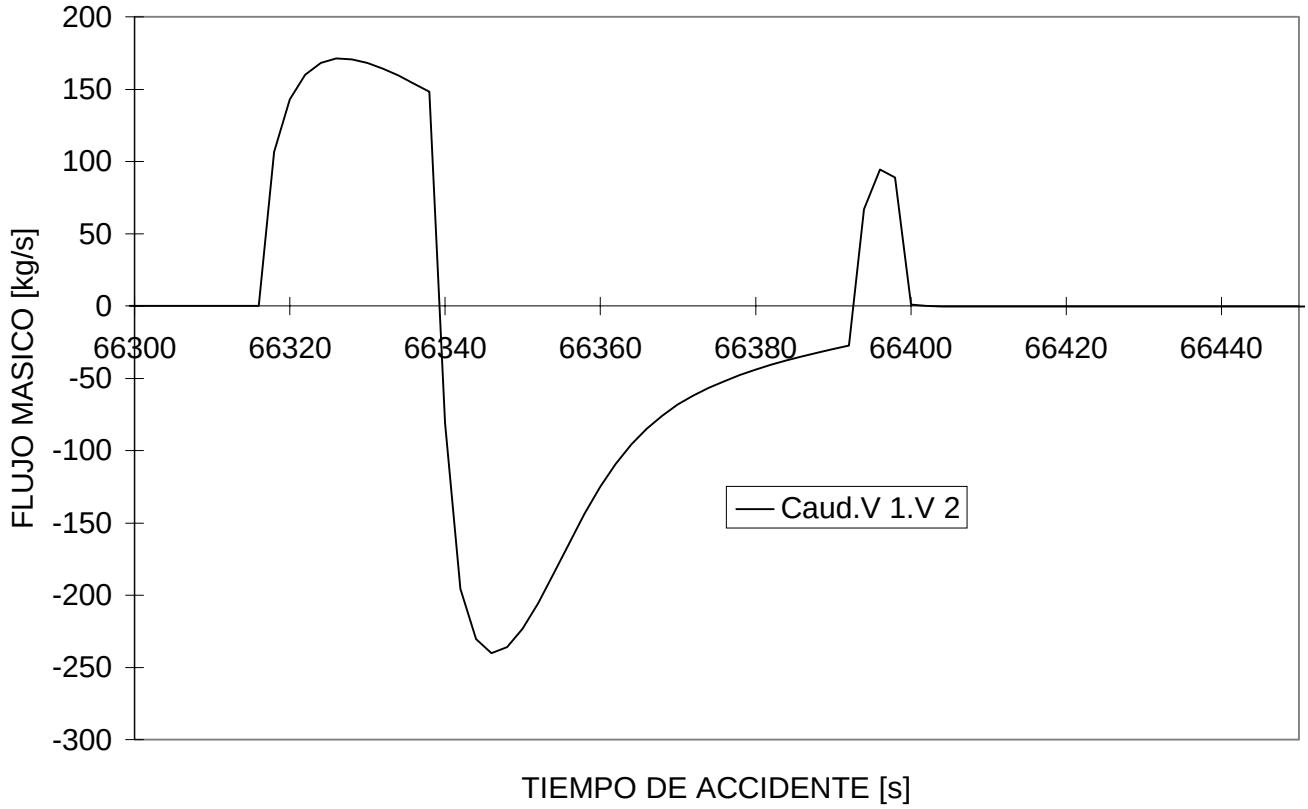


Figura 5. Flujo al Cilindro Biológico desde la Esfera durante la Combustión de Hidrógeno

Presiones y temperaturas en los volúmenes modelados. Los gráficos de resultados (Figura 6. y Figura 7.) son las presiones y temperaturas de las atmósferas de los Volúmenes de la contención.

Estos gráficos muestran una fuerte presurización con aumento de temperatura, en el Volumen del Cilindro Biológico.

La diferencia de presión (1 Atmósfera) entre el Volumen del Cilindro Biológico (Volumen 1) y el Volumen de la Esfera (Volumen 2) hace que salten los paneles fusibles y se comuniquen.

Una vez comunicados ambos Volúmenes las presiones de éstos se equiparan como se ve en el gráfico manteniendo un cierto equilibrio durante el resto del accidente.

Cuando se comunican los volúmenes un gran flujo másico se produce del Volumen de la Esfera al Volumen del Cilindro. Este se produce antes de los 5000 segundos del accidente

En el gráfico de la Figura 7 disminuye la temperatura del Volumen del Cilindro Biológico luego de comunicarse con el Volumen de la Esfera, aumentando en el Volumen de la Esfera y el Volumen del Espacio Anular.

La transferencia de calor entre el Volumen de la Esfera y el Volumen del Espacio Anular es muy buena por eso sus temperaturas tienden a estar próximas a lo largo del gráfico ; esto se debe a que las estructuras que separan estos volúmenes son buenas conductoras del calor.

La presión sube hasta aproximadamente los 25000 segundos (Figura 7); esto se debe al vapor de agua liberado por el Tanque de Alivio del Presurizador.

El vapor es el elemento que más influye en la presurización del Cilindro Biológico y de la Esfera.

Antes de los 25000 segundos, el vapor de agua liberado por el Tanque de Alivio del Presurizador aporta más entalpía que la liberada a la Atmósfera Exterior por unidad de tiempo a través de las estructuras que separan a la Contención de la Atmósfera Exterior.

El flujo másico de vapor escapado del Presurizador. Esta disminuye drásticamente luego de los 25000 segundos hasta valores nulos.

.

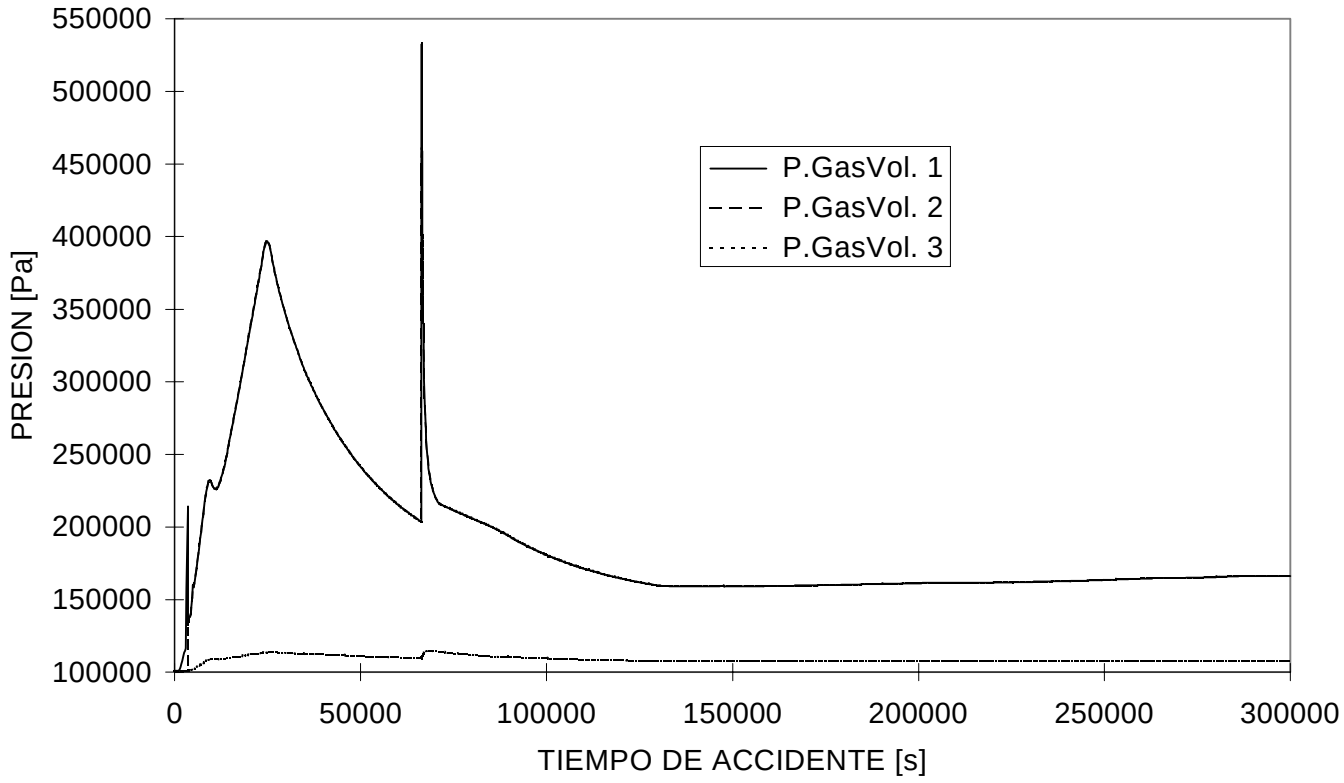


Figura 6. Presiones de las Atmósferas de los Volúmenes de la Contención

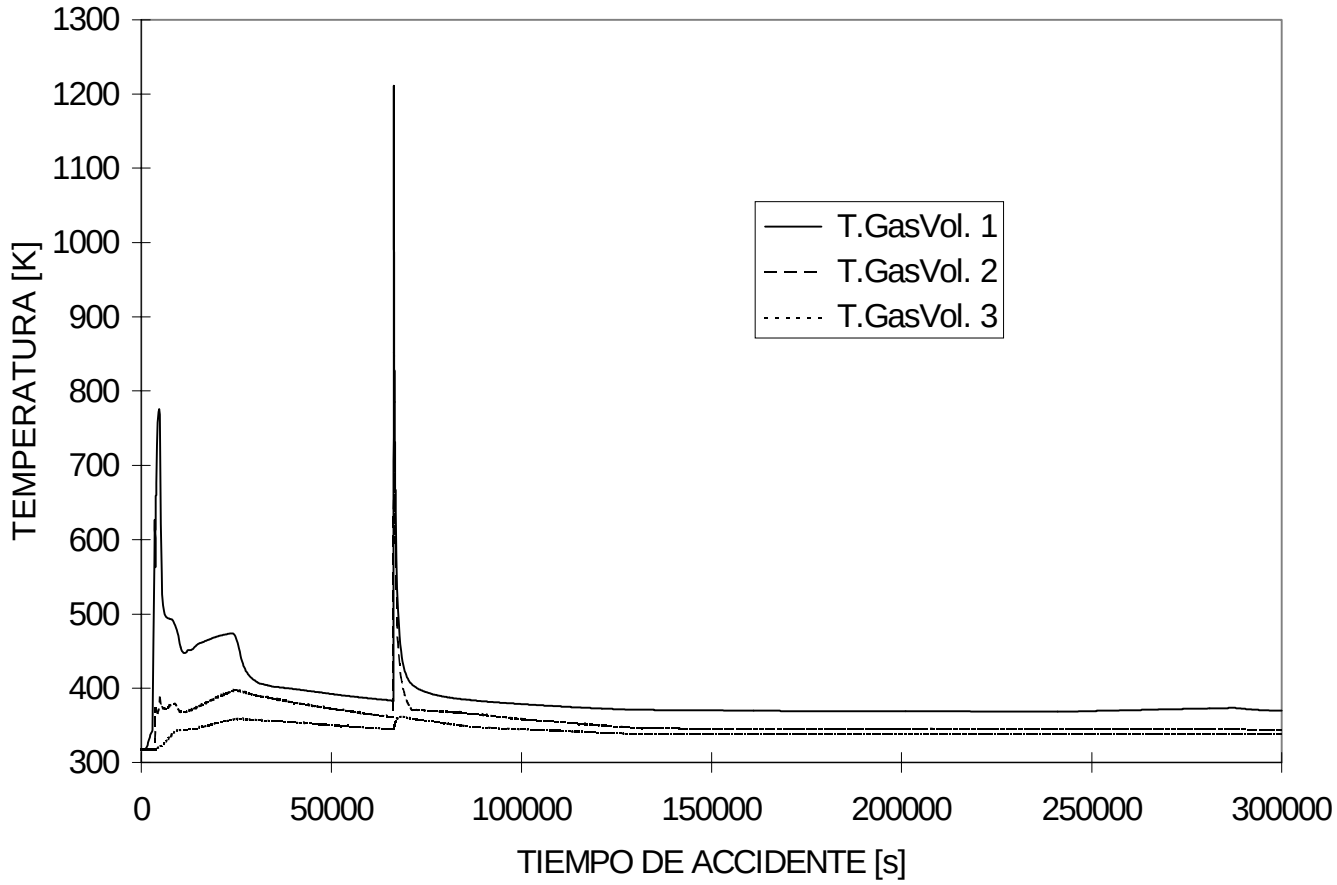


Figura 7. Temperatura de las Atmósferas de los Volúmenes de la Contención.

CONCLUSIÓN

Durante este trabajo se han estudiado las combustiones de hidrógeno en la contención de la Central Nuclear Atucha I.

Las variables de presión y temperatura alcanzan picos mayores durante las combustiones de hidrógeno que durante otros fenómenos físicos por lo que deben ser tenidas en cuenta en los estudios referidos a la contención.

El vapor como factor inertizante solo retrasa la combustión pues ésta se produce al condensarse éste.

El hecho que los flujos provenientes de la vasija sean al cilindro y este transfiera oxígeno a la esfera disminuye los efectos de la combustión.

En el cilindro disminuye el oxígeno para la combustión,la cual se extingue por falta de este elemento.

En la esfera el nivel de hidrógeno nunca llega a ser tan alto como en el cilindro, se extingue la combustión al disminuir este.

El calor disipado por las estructuras es alto frente al aportado por los flujos de gases provenientes del Tanque de Alivio del Presurizador y los producidos por la reacción corium hormigón.

No se tuvo en cuenta el calor irradiado por la reacción corium-hormigón ni el por conducción de las estructuras de la vasija como de otros elementos del primario.

Las presiones en los volúmenes del cilindro y de la esfera no superan los 0.55 MPa. La temperatura en el pico de la combustión de hidrógeno no supera los 1250 K. Ver Figura 6 y Figura 7.

Para este modelo sólo se han tenido en cuenta tres volúmenes básicos y mejoraría mucho si se tuvieran en cuenta los volúmenes incluidos en el cilindro.

También se puede mejorar el modelo estudiando mejor la reacción corium-hormigón.

Las pérdidas del cilindro biológico antes de saltar los paneles no ha sido tenido en cuenta.

Para obtener estos resultados se ha tenido que adaptar el código CONTAIN a memoria más grande para poder calcular la cantidad de variables consideradas en el modelo.

Los resultados proporcionados por el código son proporcionados en binario.

Para la utilización de los resultados proporcionados por el código fue creado anteriormente un traductor, de estos resultados a matrices ASCII que puedan ser leídos por graficadores.

Este traductor tuvo que ser actualizado ya que no incluía la combustión del hidrogeno. Parte que tuvo que ser desarrollada durante el presente trabajo.

REFERENCIAS

[1] K. K. Muracata, D. E. Carroll, K. E. Washington, F. J. Schelling, G. D. Valdez, D. C. Williams and K. D. Bergeron : User´s manual for CONTAIN 1.1 a computer code for severe nuclear reactor accident CONTAINment analisys.

[2] Manuales del LAHEY FORTRAN 77. 1994.

[3] Universidad Politécnica de Madrid, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales, Cátedra de Tecnología Nuclear. II Curso sobre accidentes severos en reactores de agua ligera. 1995

[4] SIEMENS, Planos de planta y Cortes del Edificio del Reactor desde M11-001 al M11-014.

[5] J. Barón, B. H. Bastianelli Modelado de una Secuencia de Blackout para la CNA I usando el paquete STCP.

Términos fuente en Atucha I para secuencias iniciadas con transitorios

Barón, J.H. y Bastianelli, B.

Publicado en Análisis de Riesgo, Instituto CEDIAC, Mendoza, Argentina, pp. 107-121, 1997

TÉRMINOS FUENTE EN ATUCHA I PARA SECUENCIAS INICIADAS CON TRANSITORIOS

Barón, J.H. [*] y Bastianelli, B. [**]

[*] Ente Nacional Regulador Nuclear, ENREN

[**] Instituto de Capacitación Especial y Desarrollo de Ingeniería Asistida por Computación, CEDIAC
Facultad de Ingeniería - Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

RESUMEN

El presente trabajo es parte de un estudio sobre Términos Fuente esperables en la Central Nuclear de Atucha I durante accidentes severos. Dentro de las secuencias con probabilidad significativa de daño al núcleo del reactor, se han identificado como las de mayor relevancia aquellas iniciadas por transitorios operacionales. Estas secuencias tienen todas un comportamiento similar, en el sentido en que desembocan en aperturas de las válvulas de seguridad del sistema primario, y dejan libre este camino de fuga de refrigerante. En caso de continuarse en accidentes severos, este mismo camino de fuga será utilizado por los productos radiactivos liberados desde el núcleo para fugar del sistema primario dentro de la contención. Más tarde en la secuencia accidental severa, se producirá la falla del recipiente de presión y la caída del "corium" dentro de la cavidad del reactor, interactuando con el hormigón de la misma. Durante estos procesos, también serán liberados al ambiente de la contención productos radiactivos. En este trabajo se realiza la simulación de un accidente severo iniciado por una pérdida total de suministro eléctrico, desde el punto de vista de la fenomenología propia del comportamiento de los productos radiactivos, en su transporte por cañerías, durante la interacción corium-hormigón, y dentro de la atmósfera de la contención, hasta su falla. El resultado final es el término fuente a la atmósfera.

ABSTRACT

The present work is part of an expected Source Term study in the Atucha I Nuclear Power Plant during severe accidents. From the accident sequences with a significant probability to produce core damage, those initiated by operational transients have been identified as the most relevant. These sequences have some common characteristics, in the sense that all of them resume in the opening of the primary system safety valves, and leave this path open for the coolant loss. In the case these sequences continue as severe accidents, the same path will be used for the release of the radionuclides, from the core, through the primary system and to the containment. Later in the severe accident sequence, the failure of the pressure vessel will occur, and the corium will fall inside the reactor cavity, interacting with the concrete. During these processes, more radioactive products will be released inside the containment. In the present work the severe accident simulation initiated by a blackout is performed, from the point of view of the phenomenology of the behavior of the radioactive products, as they are transported in the piping, during the core-concrete interactions, and inside the containment building until its failure. The final result is the source term into the atmosphere.

INTRODUCCIÓN

El presente trabajo constituye la segunda parte de un estudio sobre accidentes severos que se lleva a cabo en la Universidad Nacional de Cuyo para el Ente Nacional Regulador Nuclear de Argentina. En este trabajo se presenta la modelación y análisis de términos fuente (desde el núcleo, luego desde el sistema primario, y posteriormente desde la contención) para una secuencia de Pérdida Total de Suministro Eléctrico (blackout) en la Central Nuclear de Atucha I, mediante el paquete de códigos STCP (Source Term Code Package, ref. [1]). Dicha secuencia es representativa de todas las que se inician con transitorios, ya que implica una degradación del núcleo en condiciones de

alta presión, y configura un camino de fuga de productos radiactivos a través del sistema del presurizador y su tanque de alivio, hacia el cilindro biológico de la contención, luego a la esfera de acero de la misma, y finalmente a la atmósfera en caso de falla de dicha esfera.

La primera parte del estudio, se detalla en otro trabajo presentado en este mismo congreso (ref. [1]), con los modelos termohidráulicos y los resultados obtenidos para la misma secuencia de blackout con el código MARCH III del STCP (ref. [2]), incluyéndose además una breve descripción de la Central Nuclear de Atucha I y de los modelos utilizados para representar el núcleo, el sistema primario y la contención.

FENOMENOLOGÍA MODELADA POR EL STCP

El objeto del paquete de códigos STCP (*Source Term Code Package*) es calcular el término fuente producido como consecuencia de un accidente severo en una central nuclear, y a su vez determinar las cargas sobre la contención, que pueden condudir a sus diversos modos de falla. Dichos estudios se aplican al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) Nivel II.

El paquete está constituido por una serie de códigos de simulación, que se ejecutan en un cierto orden, y que pasan información de unos a otros. Un esquema básico de los principales programas que interactúan dentro del STCP es el siguiente:

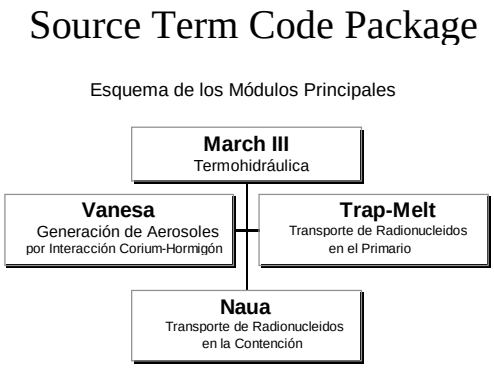


Figura 1: Interacciones en el STCP

A estos módulos principales se le agregan algunos programas más, que permiten la transformación de los formatos de datos de transferencia de unos códigos a otros. De todos modos, cada uno de los módulos indicados corre separadamente del resto y de manera desacoplada, lo que impone la condición de desacoplar los fenómenos correspondientes a cada módulo.

MARCH III es un código de integración en el tiempo que calcula la respuesta termohidráulica de un reactor nuclear durante situaciones accidentales en las que fallen algunos o todos los sistemas de seguridad. Está constituido por un módulo termohidráulico básico de núcleo, sistema primario, sistema secundario y contención (ref. [3]), y además un módulo acoplado de simulación de liberación de productos de fisión y aerosoles desde el núcleo (CORSOR, ref. [4]), y otro módulo acoplado de interacción corium-hormigón (CORCON, ref. [5]).

TRAP-MELT (ref. [6]) calcula el transporte de radionucleidos y aerosoles inertes a través del sistema primario de refrigeración del reactor, durante el período que va desde el descubrimiento del núcleo hasta la falla del recipiente de presión.

Se asume que el flujo está constituido por una mezcla de hidrógeno, vapor que transporta aerosoles y productos de fisión en forma gaseosa, los datos termohidráulicos de entrada se toman para cada paso de tiempo de MARCH III y luego el código resuelve un modelo de hasta diez volúmenes de control con sus respectivos caminos de flujo.

Finalmente calcula la aglomeración de los aerosoles debido a movimiento browniano, deposición gravitacional y turbulencia, así como las interacciones químicas de gases y partículas con las paredes de los volúmenes de control.

El resultado es una lista de las especies químicas en estudio que han quedado en cada volumen de control, también los datos de la liberación de radionucleidos a la atmósfera de la contención, que son usados por el código NAUA.

VANESA (ref. [7]) calcula la generación de aerosoles y de gases debido a la interacción corium-hormigón, y también puede modelar la atenuación de la liberación en el caso de inundar con agua la cavidad del reactor. Para lo cual recibe los datos de dicha interacción desde MARCH III (CORCON), luego calcula las propiedades fisico-químicas de la liberación de cada especie química así como la masa acumulada de cada una. Posteriormente estos valores se pasan al código NAUA.

NAUA (ref. [8]) recibe información de los otros tres ya que modela el transporte y depósito de aerosoles dentro del recinto de la contención, lo cual permite conocer la reubicación de las substancias radioactivas adsobidas a los aerosoles que se encuentran en la atmósfera de la contención.

Posee un modelo mecanicista de física de aerosoles en una atmósfera de vapor de agua condensable, algunos de los procesos calculados son:

- Remoción de Partículas debido a Deposición Gravitacional y Difusioforesis.
- Crecimiento de Partículas debido a Coagulación Browniana, Coagulación Gravitacional y Condensación de Vapor en las Partículas.
- Procesos de Transporte : Fuentes de Aerosoles y Fuga de Aerosoles del sistema.
- Efecto de las salvaguardias de Ingeniería como Piletas de Supresión de Presión y Rociadores de Agua.

El resultado final de este código es el inventario de radionucleidos que quedan suspendidos en la atmósfera de la contención y que fugarán a la atmósfera exterior en caso de una rotura de la contención.

MODELO DE SISTEMA PRIMARIO PARA LA CENTRAL DE ATUCHA I

A partir de los resultados obtenidos con el código MARCH III (ref. [9]), se obtuvo la respuesta termohidráulica temporal durante una secuencia de Pérdida Total de Suministro Eléctrico, y el término fuente desde el núcleo. Es decir, la secuencia de liberación de productos de fisión y aerosoles, para 40 grupos de elementos químicos representativos, llamados grupos CORSOR (ref. [4]). Este término fuente desde el núcleo se produce como resultado del calentamiento y degradación del elemento combustible y los materiales estructurales presentes en el núcleo. Dependiendo de la temperatura, y de algunas otras variables como estado de oxidación/reducción del medio, los productos radiactivos son liberados con una cierta tasa. En el presente trabajo, se utilizó el modelo CORSOR-M que está validado experimentalmente y que contiene correlaciones empíricas para la liberación de cada uno de los grupos CORSOR. El núcleo se modeló con simetría axil-simétrica, con 8 nodos radiales y 20 nodos axiales, cada uno de los cuales está a una potencia distinta, de acuerdo a los perfiles de potencia de la planta.

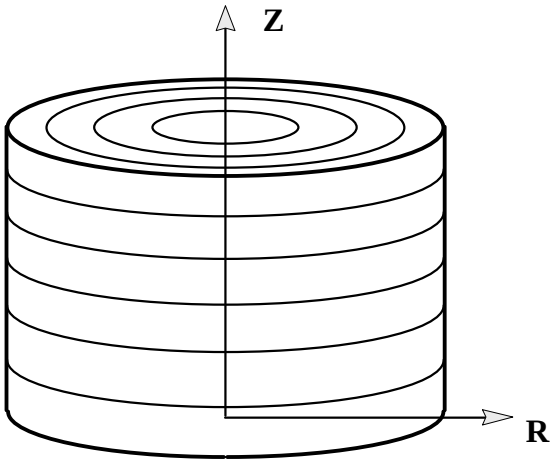


Figura 2: Representación del núcleo

A los fines de obtener el término fuente desde el sistema primario, se elaboró un modelo para el código TRAP-MELT. Este código realiza primero un cálculo termohidráulico del circuito de fuga, obteniendo como resultado presiones, temperaturas, y flujos, en función de las liberaciones desde el núcleo y de las condiciones de las estructuras que componen al sistema primario. Luego analiza los procesos de transporte, deposición y reacción química de aerosoles y productos de fisión, obteniendo finalmente el término fuente desde el sistema primario.

El modelo elaborado (fig. 3) consistió en ocho volúmenes conectados en serie, que representan al núcleo, pleno superior, rama caliente, conexión al presurizador, presurizador, conexión al tanque de alivio, tanque de alivio y contención.

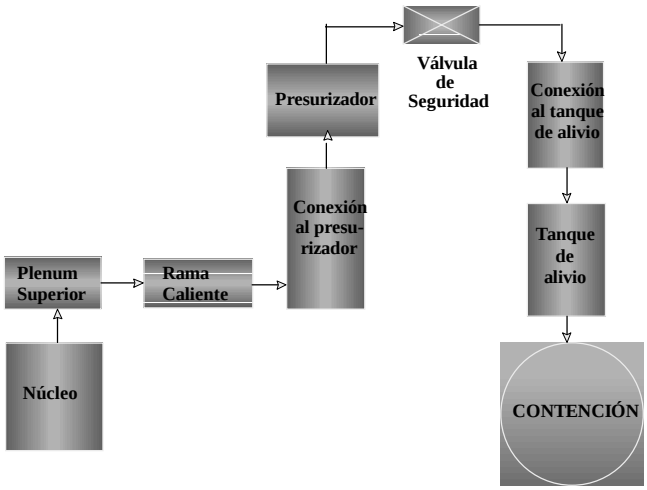


Figura 3: Modelo de sistema primario

Con esta representación se modela el camino de fuga de los productos de fisión y aerosoles, que seguirán la misma ruta de fuga de refrigerante, hasta el momento de falla del recipiente de presión. Cada volumen de control se modeló con las estructuras asociadas, para la transferencia térmica y para la interacción con los vapores y aerosoles.

MODELO DE CONTENCIÓN PARA LA CENTRAL DE ATUCHA I

Para la contención de la CNA-I se utilizó el modelo de cuatro volúmenes de MARCH III descripto en la ref. [9], (fig. 4). De los cuatro volúmenes, el primero de los cuales representa el cilindro biológico, que es donde ocurre la fuga inicial y donde tiene lugar la interacción del corium con el hormigón de la cavidad. Los restantes volúmenes son : la esfera de acero, el espacio anular ubicado entre la esfera de

acero y la contención de hormigón, y finalmente la atmósfera exterior.

Los resultados de MARCH III (en lo que respecto a la interacción del corium con el hormigón, código CORCON) fueron utilizados para modelar el término fuente durante la interacción del corium con el hormigón, mediante el uso del código VANESA.

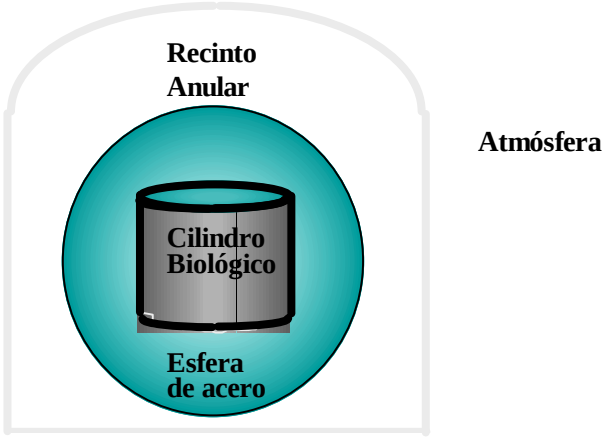


Figura 4: Representación de la contención

El término fuente desde el núcleo (resultado de TRAP-MELT) y el de la interacción corium-hormigón (resultado de VANESA), ocurren en instantes sucesivos en el tiempo, y a ellos se agrega un término específico que corresponde a la liberación de materiales al fallar el recipiente de presión, en el instante de la transición (este término se agrega manualmente al configurar los archivos de entrada del código NAUA). Con estos términos fuente (función del tiempo para cada especie) se alimentó al código NAUA, el que utiliza, además, los resultados termohidráulicos de MARCH III, entre los cuales es particularmente importante la condensación de vapor sobre las estructuras, ya que este fenómeno influye de manera decisiva sobre la deposición de aerosoles por difusioforesis.

NAUA tiene modelos para los procesos de transporte y deposición de aerosoles dentro de cada volumen de contención, pero el código permite calcular un solo volumen por vez por lo que se deben hacer corridas sucesivas para cada volumen, bajo la hipótesis de que los volúmenes de contención están conectados en serie, y por lo tanto la fuga de materiales desde el primer volumen (cilindro biológico) será el término fuente para el segundo (esfera de acero), y éste para el tercero (recinto anular). Finalmente, la fuga del tercer recinto al cuarto (es decir a la atmósfera), será el término fuente cuya cuantificación constituye el objetivo de este trabajo.

RESULTADOS DE TÉRMINO FUENTE

Los productos existentes en el núcleo se agrupan en los 40 grupos CORSOR para la liberación desde el núcleo. Esos grupos incluyen a los productos de fisión, productos de activación, combustible, material estructural y material de control, cuya liberación en función del tiempo se desea estimar para tener el llamado término fuente desde el núcleo. Como ejemplo, se indica en la siguiente figura 5 el gráfico de la liberación acumulada de la sustancia Iodo de CORSOR.

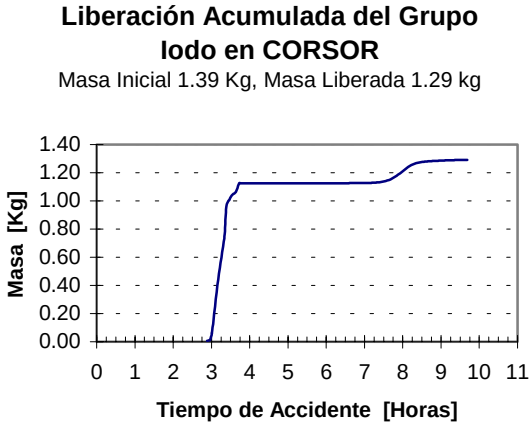


Figura 5: Liberación de iodo desde el núcleo

En este gráfico se observan dos liberaciones importantes: la primera tiene lugar aproximadamente a las 3 hs de comenzado el accidente, y se debe al gran aumento de temperatura del núcleo, debido a la activación de la reacción de oxidación del zirconio. A continuación el núcleo se derrumba tomando contacto con el agua del tanque del moderador, y en consecuencia enfriándose, lo que detiene la fuga de iodo. Al evaporarse el agua del moderador, tiene lugar una segunda liberación (de menor importancia relativa) aproximadamente a las 8 hs de iniciado el accidente.

Es importante destacar que en la condiciones de alta temperatura del núcleo el iodo es altamente volátil, y el resultado es que una gran fracción del iodo inicialmente presente es liberado en el transcurso del accidente.

ESPECIE	MASA INICIAL [kg]	MASA LIBERADA [kg]
Iodo (I,Br)	2.842	2.772
Cesio (Cs,Rb)	11.82	11.54
Partículas inertes	56878.0	47.68
Teluro (varios)	2.708	0.7222
Estroncio (varios)	5.085	3.96E-3
Rutenio (varios)	29.36	5.38E-5
Lantano (varios)	45.27	1.09E-5
Gases nobles	24.14	23.55
Cerio (varios)	116.0	0.0
Bario (varios)	5.743	7.79E-2

Tabla 1: Término fuente desde el núcleo

A partir de su liberación en el núcleo, el código MARCH agrupa a los 40 grupos CORSOR en 10 "especies", cada una de las cuales representa una sustancia con un comportamiento físico-químico similar, y que serán posteriormente utilizadas por el código TRAP-MELT para la simulación de su comportamiento al transportarse por las tuberías del sistema primario. En la tabla 1 se indican los 10 grupos de MARCH, con las masas inicialmente presentes en el núcleo, y las masas liberadas hasta el momento de la falla del recipiente de presión (término fuente desde el núcleo). Nótese que cada una de las especies agrupa a varios elementos de características similares. En la categoría *partículas inertes* se incluye el material estructural, combustible y material de control.

Cada una de las *especies* indicadas es luego tomada para su análisis al ser transportadas en tuberías por el código TRAP-MELT, lo que da como resultado la masa existente de cada clase de sustancia química transportada, en función del tiempo, considerando cinco estados distintos :

1- En forma de vapor
2- En forma de partículas (aerosoles móviles)
3- En forma de vapor condensado en superficies
4- En forma de partículas depositadas en superficies (aerosoles inmóviles)
5- En forma de partículas reaccionadas químicamente con las superficies (*chemisorption).*

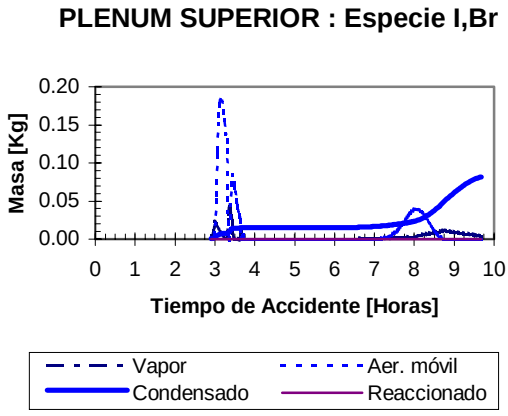


Figura 6a: Estados del (I, Br) en el plenum superior

El código TRAP-MELT permite estudiar la evolución de cada uno de estos estados para cada especie, y para cada volumen que representa al sistema primario. En las figuras 6a y 6b se indican las masas presentes en el plenum superior, para la especie química que agrupa al Iodo y Bromo. Se han preparado dos gráficos distintos para los cinco estados, con diferentes escalas. Esta diferencia de escalas se debe a que esta especie química en particular, en las condiciones existentes dentro del plenum superior, se transporta como aerosoles, la mayor parte de los cuales quedan depositados sobre las superficies de las estructuras dentro de dicho volumen. En la figura 6a se observa un pulso inicial de material en forma de vapor, que parcialmente condensa en la superficie, y parcialmente se transforma en aerosoles que luego depositan. Esta etapa inicial corresponde a la etapa de gran liberación desde el núcleo (aproximadamente a las 3 hs. de iniciado el accidente).

Hacia las nueve horas de iniciado el accidente hay una nueva inyección de I y Br desde el núcleo, que sigue un proceso similar y queda mayormente depositado como aerosoles, según se observa en la figura 6b.

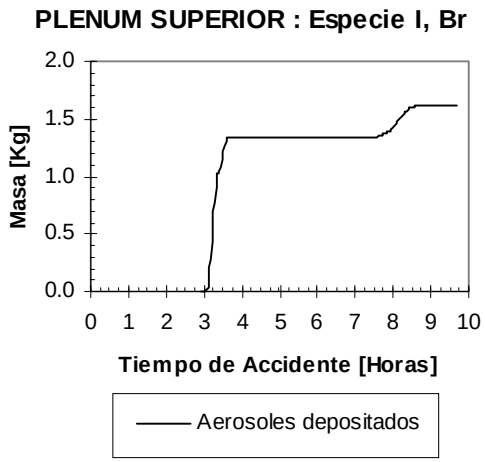


Figura 6b: Estados del (I, Br) en el plenum superior

Es importante destacar la enorme capacidad de retención que presenta el plenum superior, ya que si se compara la masa retenida en este volumen, con la masa total liberada desde el núcleo, vemos que más del 90% queda retenido en las estructuras del plenum superior. Un fenómeno similar se observa para otras especies, y para otros de los componentes del sistema primario.

El camino que deben seguir los productos radiactivos (a través del presurizador y su tanque de alivio) es tan tortuoso que la mayor parte de los productos liberados queda retenido en este circuito. La excepción la constituyen los gases nobles.

A continuación del término fuente desde el núcleo, se incorporan a la atmósfera de la contención diversos radionucleidos que provienen de la interacción del corium con el hormigón. En esta etapa del accidente (entre las diez horas y la falla de la contención, aproximadamente a las cincuenta horas), se utiliza el código VANESA que modela la liberación de estos materiales, basándose en las condiciones termohidráulicas provistas por CORCON.

A continuación se utiliza el código NAUA que modela el comportamiento de los productos radiactivos dentro de la atmósfera de la contención, y finalmente la liberación de los mismos a la atmósfera exterior cuando la contención falla por sobrepresión, luego de más de dos días de iniciado el accidente.

En la tabla 2 se presentan los resultados del la liberación del tercer volumen de la contención hacia la atmósfera exterior, luego del cálculo de mecánica de aerosoles de NAUA para los tres primeros compartimientos de la contención. Las fracciones indicadas corresponden a fracciones del inventario inicial del núcleo, luego de haber sufrido los procesos de retención en el núcleo, sistema primario y sistema de contención.

Grupo de Especies	Fracción Liberada
GN	1.0
I2	2.55E-05
CS	2.54E-05
PI	6.72E-09
TE	3.15E-04
SR	3.87E-05
RU	1.46E-11
LA	1.93E-07
CE	1.90E-07
BA	1.53E-05

Tabla 2: Término Fuente a la Atmósfera

donde cada Grupo indicado contiene:

- GN : Xe y Kr
- I2 : I y Br
- CS : Cs y Rb
- PI : Partículas inertes, combustible, material estructural y material de control
- TE : Te, Sb y Se
- SR : Sr
- RU : Ru, Rh, Mo, Tc y Pd
- LA : La, Zr, Nb, Y, Eu, Pm, Pr y Sm
- CE : Ce, Np y Pu
- BA : Ba

CONCLUSIONES

Se ha realizado el modelado del núcleo, sistema primario y contención de la Central de Atucha I en condiciones de un accidente severo iniciado por un transitorio. El modelo incluye el camino seguido por los elementos para fugas desde el núcleo hasta la contención, muy tortuoso en contraste con aquellas secuencias iniciadas por pérdidas de refrigerante, y por lo tanto, con gran eficiencia de retención en el sistema primario.

El modo de falla postulado para la contención es por sobre-presión cuasi-estática, y ocurre alrededor de dos días después de iniciado el accidente. Esta falla tardía de la contención también contribuye a que las fracciones de inventario radiactivo liberado a la atmósfera exterior que se han obtenido sean muy pequeñas.

Se ha mostrado la capacidad del STCP para analizar este tipo de secuencias, mediante el uso de modelos específicos para la Central de Atucha I.

REFERENCIAS

[1] J. Barón y B. Bastianelli, **MODELADO DE UNA SECUENCIA DE BLACKOUT EN ATUCHA I CON EL CODIGO MARCH3**, XI ENFIR, Pozos de Caldas Springs, Brasil, Agosto 1997.

[2] J. Gieseke et al, **SOURCE TERM CODE PACKAGE: A USER'S GUIDE (Mod 1)**, NUREG / CR - 4587, 1986.

[3] R. Wooton et at, **MARCH II Code Description and User's Manual**, NUREG/CR-3988, 1984.

[4] M. Kuhlman et al, **CORSOR User's Manual**, NUREG/CR-4173, 1985.

[5] R. Cole, et al, **CORCON-MOD2: A COMPUTER PROGRAM FOR ANALYSIS OF MOLTEN-CORE CONCRETE INTERACTIONS**, NUREG/CR-3920, 1984.

[6] H. Jordan, **TRAP-MELT II User's Manual**, NUREG/CR-4205, 1985.

[7] D. Powers et al, **VANESA, A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core-Debris Interactions with Concrete**, NUREG/CR-4308, 1985.

[8] H. Bunz et al, **A Code for Calculating Aerosol Behavior in LWR Core Melt Accidents - Code Descriptions and User's Manual**, EPRI Palo Alto Workshop, California, March 29-30, 1982.

[9] J. Barón y B. Bastianelli, **Modelado de una Secuencia de Blackout para la CNA-I usando el paquete STCP**, informe CEDIAC-AS-001-R5-96, 1996.

Regulatory Control of Maintenance Activities in Argentine Nuclear Power Plants

Calvo, J.C. y Caruso, G.J.

Publicado en la Reunión del Comité Técnico “Avances en Seguridad Relacionada al Mantenimiento de Centrales Nucleares”, Viena, Austria, 17 al 19 de noviembre, 1997

REGULATORY CONTROL OF MAINTENANCE ACTIVITIES IN ARGENTINE NUCLEAR POWER PLANTS

Calvo, J.C. y Caruso, G.J.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The main maintenance objective is to assure that the safety features of structures, components and systems of nuclear power plants are kept as designed. Therefore, there is a direct relationship between safety and maintenance.

Owing to the above mentioned, maintenance activities are considered a relevant regulatory issue for the Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN).

This paper describes the regulatory control to maintenance activities of Argentine nuclear power plants. It also addresses essential elements for maintenance control, routine inspections, special inspections during planned outages, audits and license conditions and requirements.

1.- INTRODUCTION:

The Law N° 24,804 "Nuclear Activity National Law" defines the regulatory activity's scope and gives to Nuclear Regulatory Authority the responsibility for the nuclear activities control and regulation referring to radiological and nuclear safety issues. Maintenance activities are considered important to plant safety so it is one of the relevant regulatory issues.

The Regulatory Standard AR 3.7.1 - "Documentation to be submitted to the Regulatory Authority prior to the commercial operation of a nuclear power plant", requires the presentation of the installation Maintenance Program within one month prior to the request of an operating license for full-power operation.

The operating license of the argentine NPP's is granted by Regulatory Authority and, it establishes that degradation of components, equipment and systems shall be prevented by means of adequate preventive and predictive maintenance. Besides, such license requires the implementation of both in-service inspection and surveillance programs.

2.- NPP'S REGULATORY CONTROL:

The regulatory control in each NPP is performed by two on-site inspectors in charge of inspection regarding radiological and nuclear safety to ensure that plants are operated in accordance to regulatory requirements and license conditions. In case of inspection activities requires specialized expertise, it is foreseen that other specialists of the Regulatory Authority supporting and supplementing on-site inspectors activities.

The regulatory activities related with NPP's maintenance are mainly focused on the safety-related systems, and includes: selecting the safety related maintenance activities, assessing the applicable procedures and work instructions and, witnessing such activities by regulatory inspectors.

The above mentioned regulatory activities are divided into regulatory inspections, audits and evaluations. Regulatory inspections are subdivided into routine inspections and special inspections (non-routine inspections).

2.1.- Maintenance routine inspections:

Routine inspections are performed during plant normal operation by on-site inspectors, emphasizing control on safety-related systems. The main routine inspections activities are the following:

- Procedures control review.

- Controlling that all maintenance activities are carried out in such a manner that the radiation exposure of site personnel is kept as low as reasonably achievable (ALARA).

- Witnessing during maintenance works and post maintenance testing.

- Verifying compliance of preventive and predictive maintenance program. Checking that frequencies of maintenance - with the procedures applied - are performed in accordance with such program.

- Periodic tests follow-up: The plant periodic tests are performed in accordance with the surveillance program. Such periodic tests are carried out on safety systems to check that components availability is maintained all the time. The Regulatory Authority has implemented an updated data base of periodic tests that includes the component performance during such tests.

- Regulatory requirements follow-up.

- During plant construction works progress follow-up: stored components condition, mechanical assembly, electrical assemblies and civil works.

2.2.- Maintenance special inspections:

Special inspections are performed by both on-site inspectors and specialists of Regulatory Authority. Such inspections are basically performed during planned outages and in case of abnormal events occurrence. The main special inspections activities are the following:

- Planned outages:

During planned outages the inspection activities are similar those routine inspections. Additional regulatory control in this case of both fulfillment in service inspection program and design modification are included.

- Abnormal events:

In case of abnormal event occurrence an inspection team is organized to review: corrective actions, root cause analysis and lessons learned.

2.3.- Audits:

Audits are prepared on a "check-list" based on: applicable documentation analysis and assessment, audit team members expertise and both specialists and on-site inspectors recommendations.

Upon the audit completion, the audit team issued an audit report that includes: findings, strengths, weaknesses, observations and recommendations of the audited activities. Then, as required, follow up audits to verify the finding related corrective actions taken by the utility will be performed.

2.4.- Evaluations:

Evaluations consists in the analysis and assessments of data resulting from routine and special inspections, audits, operational experience and abnormal event occurrences. Such evaluations involve the use of deterministic and probabilistic methods, computer codes, termohydraulic analysis, reactor kinetics, and reliability calculations, etc. The main evaluation activities related with maintenance are the following:

- Abnormal event assessment occurred at both argentine and foreign NPP's.

- Operating experience assessments.

- Radiological safety assessment to detect weaknesses in practices and to propose measures to reduce personnel doses (ALARA).

- Periodic test: procedures assessments and review of acceptation criteria

- Assessment of preventive, predictive and corrective maintenance activities.

This activity includes the evaluation of the scope maintenance works and criteria applied. Results trend to evaluate component performance and aging effects are analyzed.

- Definition and implementation of performance indicators.

- Design modifications and backfitting assessment.

- Assembly procedures assessment.

- Commissioning procedures assessment.

- Regulatory requirements.

3.- MAINTENANCE ACTIVITIES PERFORMED BY UTILITIES:

The NPP's maintenance program is fundamentally based on manufacturer recommendations, operating experience, safety analysis and engineering judgment. The licensee’s preventive and predictive maintenance programme is defined establishing the scope, methods to be implemented, the planning activities and the applicable controls in accordance with the following considerations:

- Maintaining and improving reliability and availability of components, equipment and systems

- Reducing failures to minimize outages.

- Reducing maintenance costs.

- Reducing doses by applying adequate techniques and procedures.

- Collecting historical maintenance data from all plant components to evaluate component performance.

- Assessing operational parameters of equipment, components and systems for early detection failures.

4.- REVIEW OF MAINTENANCE REGULATORY POLICY:

Considering the recognized dependency between maintenance and plant safety, that argentine regulatory philosophy is based on performance-based regulation (non-prescriptive regulation) and regulatory applications of PSA methodology, the Regulatory Authority decided to face a reviewing process of the maintenance regulatory policy.

The overall objective of such reviewing process is to improve the maintenance activities regulatory control. The effort will be focused on monitoring the results of the maintenance activities, assessing the evaluation equipment performance carried out by utility and verifying the safety assessment before programming the maintenance activities schedule.

The above mentioned reviewing process is in progress. However, at present it is possible to comment that the following issues have been highlighted:

- Need to issue a specific maintenance regulatory standard based on monitoring results of maintenance activities.

- Maintenance related indicators: Presently the Regulatory Authority is working in a regulatory project aimed at defining the performance indicators that include preventive, predictive and corrective maintenance and will be used to assess the maintenance programs effectiveness. Some of the issues below are being discussed:

    - Number of deficiency reports.

    - Number of pending deficiency reports.

    - In service inspection programe compliance.

    - Maintenance re-working

    - Spare parts availability applied to safety systems.

- Encourage the use of Probabilistic Safety Assessment (PSA) applications and Reliability Centered Maintenance (RCM) by the licensees. Such tools are useful for maintenance optimization.

5.- CONCLUSIONS:

The maintenance activities are regulated through regulatory standards, license conditions and limiting condition for operation. To verify the above mentioned compliance, both on-site inspectors and specialists personnel inspect, audit and evaluate the NPP's maintenance activities.

The maintenance regulatory policies review in progress, will produce:

- Strengthen the licensee’s maintenance self-monitoring system related with its effectiveness.

- Use of performance safety indicators to assess the maintenance programs effectiveness.

- Encourage utilities to use maintenance optimization tools as probabilistic safety assessment and reliability centered maintenance.

Residuos radiactivos de alta actividad: consideraciones sobre su eliminación final

Ciallella, N.R.

Publicado en Seguridad Radiológica, Nº 16, pp. 7-42, 1997

RESIDUOS RADIACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD

CONSIDERACIONES SOBRE SU ELIMINACION FINAL

Ciallella, N.R. [1]

Cuando a comienzos de la década del 80 la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) decidió estudiar el destino que se daría a los residuos radiactivos de alta actividad, se inició un conjunto de investigaciones, análisis y evaluaciones multidisciplinarias que daría origen a un estudio de características jamás antes realizado en la Argentina.(1)

Por primera vez en el país se encaró el estudio de un eventual problema ambiental, **varias décadas antes que el problema se presente**. Se tomó la decisión de estudiar los aspectos tecnológicos de la eliminación de residuos de alta actividad con anticipación, evitando así transferir el problema a las generaciones futuras. Esta decisión se basó, no sólo en evaluaciones técnicas sino también en premisas éticas, dado que se consideró que son las generaciones que gozan de los beneficios de la energía nuclear y no las futuras las que debían resolver el problema.(2)

(1) **Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad. Estudio de Factibilidad y Anteproyecto de Ingeniería.**
Informe publicado en 1990, comprende 45 volúmenes donde se describen las investigaciones realizadas. Se encuentra disponible en las Bibliotecas de la Comisión Nacional de Energía Atómica (Centro Atómico Constituyentes, Centro Atómico Bariloche), Autoridad Regulatoria Nuclear (Sede Central, Centro Atómico Ezeiza), Biblioteca del Congreso de la Nación y Biblioteca del Parlamento de la Provincia del Chubut. También existe una serie técnica (CNEA Repo) que comprende 52 trabajos.

(2) **"Los Derechos de las Generaciones Futuras"** "Los derechos de las generaciones futuras dependen del cumplimiento de los deberes de las generaciones presentes, frente a sus hijos y a los hijos de sus hijos. La medida en que estos últimos puedan ejercer sus derechos reflejará nuestra textura moral e intelectual.
Por primera vez en la historia de la humanidad, la conciencia de la globalidad y del impacto de nuestras acciones - empezando por la influencia del propio número de habitantes sobre el medio ambiente - nos obliga a proceder de tal modo que se eviten efectos irreversibles sobre el mismo, que podrían limitar o anular a las generaciones venideras el ejercicio de sus derechos. Es el criterio de irreversibilidad, de alcanzar puntos de no retorno, el que exige moralmente la adopción de decisiones a tiempo, antes de que sea demasiado tarde para corregir las tendencias que podrían desembocar, en caso contrario, en alteraciones incontrolables.
Avizorar, anticiparse, prevenir. Prevenir no es una posibilidad tan sólo. Es una obligación inesquivable. Es un imperativo ético. Actuar a tiempo. Mirar hacia adelante para diseñar el contorno de nuestro común destino."
Fuente: Correo de la UNESCO edición de Marzo de 1993 Crónica de Federico MAYOR.

1 Autoridad Regulatoria Nuclear

(¤) Las opiniones expresadas en este trabajo son propias del autor y no reflejan necesariamente los puntos de vista de la Autoridad Regulatoria Nuclear y de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

En 1980, la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) decidió iniciar un estudio de factibilidad y anteproyecto de ingeniería para la construcción de un Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad(3)(4)(5)(6).

Los objetivos del estudio fueron:

- demostrar que, con el conocimiento tecnológico disponible en la actualidad, los residuos pueden ser eliminados en forma segura;(7)
- identificar una formación geológica aceptable para la eliminación de dichos residuos; e
- identificar los aspectos tecnológicos donde se deberán concentrar los futuros desarrollos y evaluar la incidencia de la eliminación de residuos en el costo de kWh de energía eléctrica.

(3) **Residuos Radiactivos**

Es cualquier material que contiene o es contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de radiactividad mayores que los establecidos por las autoridades competentes y para el cual su eliminación está prevista.

Los residuos radiactivos se clasifican en residuos de baja, media y alta actividad, residuos que contienen emisores α y residuos exentos o desregulados.

Residuos de baja actividad

Requieren un tiempo de aislación del mismo orden o menor que el de la vida útil de las instalaciones que las generan (de algunas decenas de años). En esta categoría se encuentran la mayoría de los residuos sólidos que se producen durante la operación de instalaciones nucleares y por usuarios de radioisótopos (por ej. materiales descartables: papeles, plásticos, telas, etc.).

Residuos de media actividad

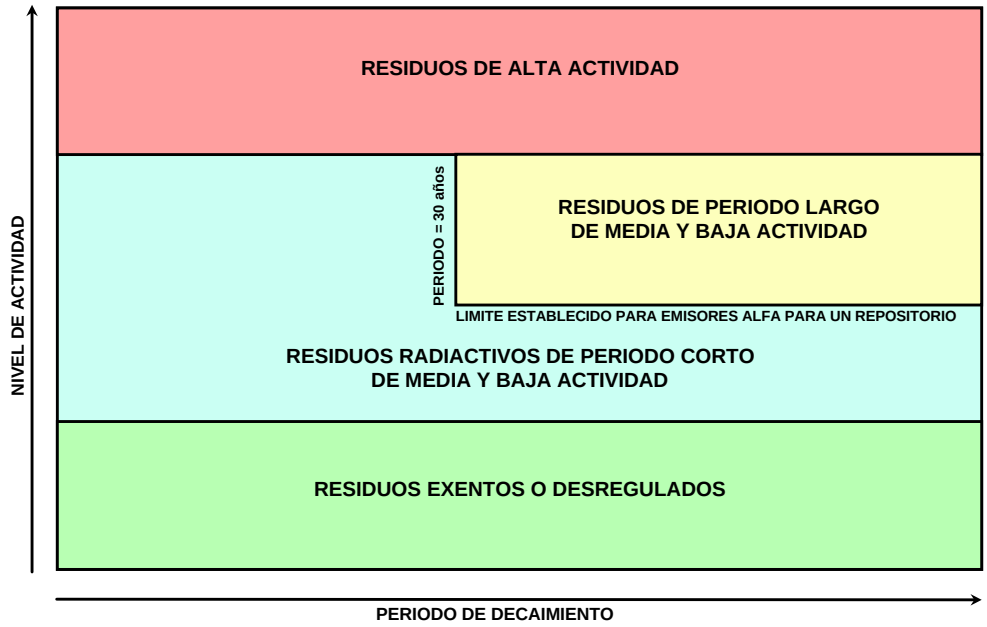
Requieren tiempos de aislación superiores que los de la vida útil de las instalaciones que los producen, pero no mayor que la vida útil de ciertos materiales, tales como el hormigón o compuestos orgánicos, fácilmente utilizables como barreras de ingeniería. Dentro de esta categoría se incluyen las resinas, barros y filtros del circuitos primario de centrales nucleares y las fuentes de uso médico e industrial en general.

Residuos de alta actividad

Requieren un tiempo de aislación superior a algunas centenas de años. Residuos de esta categoría son los que provienen de la primera etapa de extracción del reprocesamiento de los elementos combustibles irradiados o incluso, estos mismos elementos dispuestos en contenedores apropiados (en los países que escogieron la estrategia del ciclo abierto del combustible nuclear)

Residuos que contienen emisores α

Este tipo de residuos no pueden incluirse en la clasificación anterior, ya que por la presencia de actínidos, emisores α, de largos períodos de semidesintegración requieren distintos tiempos de aislación que los mencionados en los dos primeros tipos de Residuos Radiactivos enunciados. Sin embargo, puede hablarse de distintos niveles de estos residuos en función de sus actividades específicas. Una Clasificación acorde a la planteada aquí y que incluye los emisores α fue recientemente publicada por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) (IAEA - Classification of Radioactive Waste, Safety Series Nº 111-G1.1, 1994).



Sistema de clasificación de Residuos Radiactivos del OIEA

Residuos exentos o desregulados
En la escala de clasificación de Residuos Radiactivos del OIEA, se encuentran este tipo de residuos que, por el muy bajo nivel de actividad que poseen, no se justifica mantenerlos dentro del sistema de regulación y control. Estos se generan en prácticas exentas o en prácticas reguladas. Para estas situaciones se aplican los criterios de exención y desregulación o dispensa. Los residuos que se ajustan a estos criterios podrán eliminarse directamente en el medio ambiente como residuos convencionales (inmediatamente después de su generación o luego de un período de almacenamiento que permita ajustarse a los niveles requeridos). Por este motivo, la decisión de incluir los residuos generados por una práctica o instalación en este rango requiere la evaluación de impacto radiológico asociado.
El presente trabajo se refiere exclusivamente a los residuos radiactivos de alta actividad.

(4) El 11 de agosto de 1992 el proyecto fue desactivado. El 14 de marzo de 1997 la Resolución 2/97 de Directorio de la Comisión Nacional de Energía Atómica ratifica dicha desactivación.
La Ley Nº 24.804 **Ley Nacional de la Actividad Nuclear** promulgada por Decreto Nº 358/97 del 23 de abril de 1997 establece en su Artículo 12 “Para definir la ubicación de un repositorio para residuos de alta, media y baja actividad, la Comisión Nacional de Energía Atómica propondrá un lugar de emplazamiento. Este deberá contar con la aprobación de la Autoridad Regulatoria Nuclear en lo referente a seguridad radiológica y nuclear y la aprobación por ley del estado provincial donde se ha propuesto la localización. Tales requisitos son previos y esenciales a cualquier trámite”.

(5) El estudio fue efectuado por un equipo multidisciplinario de especialistas. Alrededor de 200 profesionales y técnicos de la Universidad Nacional de San Juan (Instituto de Investigaciones Mineras, de Investigaciones Geológicas y de Investigaciones Antisísmicas), de la Universidad Nacional de Córdoba, de la Universidad Nacional de Cuyo, del Consejo Nacional de Investigaciones Científicas (CONICET), del Servicio Geológico Nacional de la Subsecretaría de Ciencia y Técnica (SUBCYT), del Centro Regional de Aguas Subterráneas (CRAS), del Instituto Nacional de Prevención Sísmica (INPRES), de la Comisión de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires (CIC), del Instituto Nacional de Investigaciones Físico-químicas Teóricas y Aplicadas (INIFTA), del Centro de Investigación y Desarrollo en Tecnología de Pinturas (CIDEPINT), y de distintas dependencias de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), participaron del estudio.

(6) El proyecto fue concebido y desarrollado exclusivamente para los residuos radiactivos del alta actividad generados en la Argentina. **Nunca fue considerada la eliminación de residuos radiactivos de alta actividad provenientes de otros países**.
Durante una sesión científica realizada durante la vigésima reunión Ordinaria de la Conferencia General (1984) del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) el Gobernador representante de la Argentina en la Junta de Gobernadores del OIEA Almirante Carlos CASTRO MADERO expresó: “En nuestro país se está llevando a cabo un estudio de factibidad y de definición conceptual de la ingeniería de un repositorio profundo en formaciones graníticas no fracturadas para la eliminación de los residuos del **Plan Nuclear Argentino**”.
Fuente: Boletín OIEA - Vol. 25 Nº 4 - 1984.
El Artículo 41 de la Constitución Nacional expresa “se prohibe el ingreso al territorio Nacional de residuos actual o potencialmente peligrosos, y de los radiactivos”. (Incluido en la Reforma de 1994).

(7) **En forma segura**: se entiende con un riesgo aceptable.
Riesgo: Probabilidad estadística de muerte .
Riesgo aceptable: aquel que tiene una probabilidad de ocurrencia menor a 1 en un millón por año.

Diferentes países que analizaron esta cuestión han propuesto diversos métodos conceptuales para la eliminación de residuos de alta actividad. Las alternativas más estudiadas se basan en la construcción de repositorios en medios geológicos formados por rocas graníticas cristalinas, domos de sal, basaltos y arcillas. Desde el punto de vista técnico, las rocas graníticas cristalinas y los domos de sal constituyen las mejores opciones. La eliminación en basaltos y arcillas es generalmente estudiada por países que no disponen en sus territorios de formaciones graníticas no mineras ni de domos de sal no petrolíferos. La Comisión Nacional de Energía Atómica decidió en ese entonces concentrar los estudios en los macizos graníticos, por ser éstos abundantes en todo el territorio y porque no se conoce la existencia en el país de domos de sal adecuados para una instalación de estas características.

Los residuos radiactivos de alta actividad son una consecuencia de la operación de las centrales nucleares. Por lo tanto, cuando se toma la decisión de construir y operar una central se toma también la decisión inevitable de generar dichos residuos.

La mayoría de los países que utilizan energía nuclear para producir electricidad cuentan con programas para eliminar de manera segura los residuos radiactivos generados. Varios países y organizaciones internacionales han evaluado las opciones técnicas para la eliminación de estos residuos. Hay consenso en la comunidad técnico-científica que la eliminación geológica mediante un sistema de barreras naturales y artificiales es el método apropiado. A diferencia de los residuos industriales químicamente peligrosos, los volúmenes mucho más pequeños de residuos radiactivos de alta actividad hacen que la contención y el aislamiento sean una opción de eliminación factible y que sus riesgos radiológicos disminuyan con el tiempo. En estudios genéricos sobre eliminación geológica realizados por KärnBränsleSäkerhet (KBS)(8) de Suecia, la Comisión de las Comunidades Europeas (CCE), la Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina (CNEA) y otras entidades, se ha llegado a la conclusión de que los sistemas de eliminación geológica pueden alcanzar un nivel aceptable de seguridad para proteger a las generaciones futuras de los riesgos radiológicos asociados a esos residuos.

(8) **KBS: KärnBränsleSäkerhet Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co.** (Cooperativa Sueca de Gestión de Residuos y Elementos Combustibles) En 1977 los operadores de centrales nucleoeléctricas suecas formaron una organización denominada SKB (en sueco KBS) cuya responsabilidad es la investigación y desarrollo de metodologías para la eliminación de residuos radiactivos de alta actividad producido por el programa de generación nucleoeléctrico Sueco.

En 1991, expertos que asesoraban al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)(9), a la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económico (AEN/OCDE) y la Comisión de las Comunidades Europeas (CCE) publicaron, en nombre de esas organizaciones, una "opinión colectiva internacional"(10). En el documento se afirma que "existen métodos para evaluar debidamente las posibles consecuencias radiológicas a largo plazo de un sistema de eliminación de residuos radiactivos cuidadosamente diseñado y que el uso apropiado de esos métodos de evaluación de la seguridad, unido a información suficiente sobre posibles emplazamientos de eliminación, podían servir de base técnica para decidir si determinados sistemas de eliminación ofrecen a la sociedad un nivel de seguridad satisfactorio".

En setiembre de 1994 el Comité de Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC en idioma inglés) de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE(11) produce su opinión colectiva sobre la estrategia de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de alta actividad.

El documento fue publicado bajo el título de "La base medioambiental y ética del almacenamiento de residuos radiactivos de alta actividad en formaciones geológicas".

(9) **OIEA - Organismo Internacional de Energía Atómica**

El OIEA es una organización intergubernamental establecida el 29 de julio de 1957 conforme a una decisión de la Asamblea General de las Naciones Unidas, tiene su Sede en Viena (Austria). Aunque autónomo, el OIEA es, desde el punto de vista adminitrativo, uno de los miembros del régimen común de las Naciones Unidas (ONU), del mismo modo que lo son otros organismos especializados del sistema de organizaciones de la ONU. El OIEA cumple sus cometidos en estrecha colaboración con docenas de otras organizaciones, tanto nacionales como internacionales, y envía informes sobre su labor a la Asamblea General de las Naciones Unidas y a otros órganos de la ONU.

Los principales objetivos del OIEA consisten en procurar "acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero", así como en asegurarse, en la medida que le sea posible, de que "la asistencia que preste, o la que se preste a petición suya, o bajo su dirección o control, no sea utilizada de modo que contribuya a fines militares".

(10) Fuente: **El almacenamiento definitivo de residuos radiactivos**¿es posible evaluar la seguridad a largo plazo?.

Posición conjunta del Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE y del Comité Internacional Asesor para la Gestión de Residuos Radiactivos del Organismo Internacional de la Energía Atómica compartida por los Expertos del Plan de Acción Comunitario para la Gestión de Residuos Radiactivos de la Comisión de las Comunidades Europeas.

(11) **OCDE - Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.**

La OCDE se creó el 30 de setiembre de 1961 en la Convención sobre la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (firmado el 14 de diciembre de 1960). Su predecesora fue la Organización para la Cooperación Económica Europea la cual se había creado el 16 de abril de 1948 para implementar el Plan Marshall.

Está compuesta por 29 países miembros: Alemania, Australia, Austria, Bélgica, Canadá, Corea, Dinamarca, España, Estados Unidos de América, Finlandia, Francia, Grecia, Hungría, Irlanda, Islandia, Italia, Japón, Luxemburgo, México, Noruega, Nueva Zelandia, Países Bajos, Polonia, Portugal, Reino Unido de Gran Bretaña, República Checa, Suecia, Suiza, Turquía.

La Comisión de las Comunidades Europeas forma parte de la OECD.

La NEA es la Agencia de Energía Nuclear de la OECD fue creada el 1º de febrero de 1958 con el nombre de Organismo de Energía Nuclear Europeo. Recibió la actual designación el 20 de abril de 1972 cuando Japón se integró como miembro no-europeo. Actualmente los miembros de la NEA son todos los países Miembros de la OECD, así como Australia, Canadá, Estados Unidos de América, Japón, México y República de Corea. La Comisión de las Comunidades Europeas forman parte de la Agencia.

El objetivo principal de la NEA es promover la cooperación entre los gobiernos de los países participantes como así también el desarrollo de la energía nuclear como fuente de energía segura, ambientalmente aceptable y económica.

La NEA trabaja en colaboración directa con el OIEA en Viena, con el cual ha firmado un Acuerdo de Cooperación, así como con otros organismos internacionales en materia nuclear.

El RWMC centró su atención en consideraciones de equidad y justicia y concluyó:

- "Que la estrategia de almacenamiento definitivo en formaciones geológicas se puede diseñar e implantar de una forma que contemple y responda a consideraciones fundamentales de tipo ético y medioambiental".
- "Que continuar el desarrollo de repositorios(12) geológicos para aquellos residuos radiactivos de alta actividad que se tengan que aislar de la biosfera durante más de unos cientos de años **está justificado desde un punto de vista ético y medioambiental**".
- "Que la implantación por etapas de los planes de almacenamiento definitivo en formaciones geológicas deja abierta la posibilidad de un proceso de adaptación a la vista del progreso científico y de la aceptabilidad social, a lo largo de varias décadas, y no excluye la posibilidad de que se desarrollen otras opciones en el futuro".

Cuando se produce energía eléctrica en centrales nucleares, el uranio utilizado como combustible sufre un proceso físico conocido como "fisión"(13) del cual sale el calor para generar el vapor que mueve la turbina. Al mismo tiempo, el uranio se desdobla en productos de fisión y estos transmutan en elementos pesados que se van acumulando dentro de los tubos metálicos que conforman el combustible. Después de algún tiempo, ese combustible es incapaz de seguir generando energía y debe ser retirado del reactor y trasladado a piletas de elementos combustibles.

El combustible quemado, que se encuentra depositado bajo agua en grandes piletas instaladas en la propia central nuclear, contiene el uranio que no se "quemó", los productos de fisión y los elementos pesados que se formaron durante su permanencia en el reactor. Los productos de fisión y los elementos pesados, con excepción del plutonio, constituyen: **los Residuos Radiactivos de Alta Actividad.**

Por lo tanto, resulta claro que los residuos radiactivos **existen por el sólo hecho de hacer funcionar un reactor nuclear; es una consecuencia directa que sólo podríamos evitar prescindiendo de la causa que los produce**. Los residuos radiactivos de alta actividad están contenidos en los elementos combustibles irradiados (quemados) en las centrales nucleares. Los mismos se encuentran dentro de una vaina metálica de pared fina -alrededor de 0,5 mm- que es diseñada para permanecer en el reactor alrededor de 1 año, mantener una muy confiable estanqueidad de los productos de fisión y elementos pesados que se formaron durante la fisión del uranio y estar

(12) **Repositorio**: Instalación construida en un medio geológico a grandes profundidades (500 o más metros) donde se producirá la eliminación final de residuos radioactivos de alta actividad.

(13) **Fisión**: Es un proceso en la que un núcleo de un átomo de Uranio se divide en dos fragmentos principales y además resulta un pequeño número de neutrones. Los fragmentos principales son de tamaño similar, aunque no idénticos normalmente, y se alejan mutuamente a gran velocidad. La fisión se descubrió en estudios acerca de la acción de neutrones lentos sobre uranio. Aunque la fisión suele ser iniciada por neutrones lentos o por otros agentes, la fisión espontánea también ocurre: en ella el núcleo se divide sin ningún estímulo externo.
Como los neutrones producen la fisión, y son producidos en ella, son posibles reacciones en cadena de fisiones sostenidas por neutrones. Esto permite la fisión de un gran número de núcleos y por tanto la liberación de cantidades sustanciales de energía.

almacenados en piletas o silos de decaimiento por algunas décadas. Lo que -con seguridad- **no fue contemplado en el diseño, es mantenerlos almacenados por períodos que sobrepasen el medio siglo**.

PARTICION Y TRANSMUTACION

Es posible transformar los residuos radiactivos de alta actividad en otros inocuos desde el punto de vista radiológico*? desde hace más de 20 años se está estudiando el tema. Diversos países entre ellos EE.UU, Japón y la Comunidad Europea han analizado diversos métodos para lograrlo.

Los mismos consisten esencialmente en someter a los residuos a los procesos de **partición** y posterior **transmutación**.

Primero se efectúa la partición. Los residuos radiactivos de alta actividad se separan por métodos radioquímicos en cuatro grupos: elementos transuránidos (americio, neptunio, etc.), elementos de estroncio y cesio; elementos de tecnecio/paladio y otros.

A continuación estos elementos son reinsertados en reactores reproductores rápidos o reactores quemadores construidos especialmente para esta función. Allí los elementos mencionados son transmutados en otros isótopos de vida media mas corta o directamente en elementos estables. También, aunque limitada a ciertos isótopos, podrían emplearse para esta función facilidades subcríticas alimentadas con aceleradores de protones de alta energía.

Pese a recientes progresos en la materia, los métodos mencionados se encuentran en etapa experimental y deberán resolver importantes problemas como mayores dosis y calor en los procesos de fabricación, transporte y manejo de elementos combustibles, elevados costo, etc.

Por otra parte la implementación comercial de estos métodos involucran la necesidad de contar con instalaciones especiales para realizar el proceso de partición (plantas equivalentes a las grandes plantas industriales de reprocesamiento) y asimismo contar con reactores rápidos especialmente diseñados para quemar estos elementos y transmutarlos.

Como podrá apreciarse requiere un complejo industrial mucho mas importante que un repositorio geológico.

Por último, al estado actual del conocimiento, si bien estas operaciones reducirían la cantidad de elementos de larga vida, no permitirían su destrucción completa por lo que de todas maneras la eliminación final en repositorios geológicos seguiría siendo necesaria aunque para volúmenes más reducidos.

(*) Ya hace dos decenios que se formuló el interrogante: ¿Podemos evitar el peligro que plantean a largo plazo los actínidos transuránicos y los productos de fisión de período largo?. En la Comunidad Europea y en los Estados Unidos se ejecutaron importantes programas de investigación y desarrollo sobre esta cuestión, pero con muy poco éxito. Pronto se advirtió que era prácticamente imposible eliminar todos los actínidos transuránicos, y que algunos productos de fisión, por ejemplo, el tecnecio 99, el cesio 135 y el yodo 129, son igualmente importantes en la evaluación de la dosis que llega al hombre en el plazo de un millón de años.
Sin embargo, existe un renovado interés, en la partición y la transmutación que obedece en gran medida a las dificultades con que se tropieza en todo el mundo para encontrar formaciones geológicas adecuadas en lugares **aceptables para el público**.
Fuente: L.H.BAETSLE - El quemado de Actínidos: ¿Una opción complementaria de la gestión de desechos? - Boletín OIEA 3/1992.

Los Residuos de Alta Actividad pueden eliminarse en forma directa en un repositorio o reprocesarlos y eliminar en el repositorio solamente los residuos radiactivos de alta actividad inservibles.

a) Si se eliminan en el repositorio los elementos combustibles sin reprocesar se pierde la capacidad energética del plutonio y se produce mayor impacto radiológico en la población (debido a la presencia del total de actínidos en el combustible no reprocesado).

b) Si se elimina en el repositorio el producto del reprocesamiento(14) de los elementos combustibles se duplican las reservas energéticas de origen nuclear (debido a la utilización del plutonio y el uranio sin quemar) reduciéndose consecuentemente el impacto radiológico en la población.

Entre los innumerables elementos radiactivos que están contenidos en los residuos, se distinguen los productos de fisión como el cesio-137 y el estroncio-90 y los elementos pesados.

Los residuos radiactivos que nos ocupan están formados por los productos de fisión(15) y los elementos pesados que se producen en el interior del reactor, con excepción del plutonio. Esto es así porque el plutonio tiene similares propiedades que el uranio para fisionarse y, consecuentemente, producir el calor necesario para ser utilizado en la generación de electricidad.

Sin embargo, la cantidad de energía que se puede extraer de 1 g de plutonio es mucho mayor que la que se puede extraer de la misma masa de uranio-235. Para tener una idea del potencial energético del plutonio basta tener en cuenta que el producido por las centrales Atucha I y Embalse durante 30 años de operación, más el que producirá Atucha II en el mismo período, mezclándolo con el uranio natural, equivaldría en términos energéticos, a todas las reservas de uranio del país. Si ese plutonio fuese utilizado en centrales de nueva generación equipadas con reactores rápidos(16), la cantidad de energía que podría producir se multiplicaría por un factor 30.

(14) **Reprocesamiento**: Tratamiento del combustible nuclear, después de su irradiación en un reactor, para recuperar el plutonio y separarlo del material inservible que constituye el residuo.

(15)**Productos de fisión**: Elementos radiactivos producidos por la fisión del uranio.

(16) **Reactores Rápidos**: Los reactores rápidos utilizan neutrones “rápidos” en apoyo del proceso de fisión, contrariamente a los reactores refrigerados por agua y por gas, los cuales utilizan neutrones “térmicos”. Los reactores rápidos se conocen también generalmente como reproductores, ya que producen combustible, además de consumirlo. La reproducción de plutonio permite a los reactores rápidos extraer 60 veces más energía del uranio que los reactores térmicos por lo que podrían resultar económicos y ventajosos para los países que no disponen de abundantes recursos de uranio. El mayor despliegue de la energía nucleoeléctrica en los decenios venideros conducirá probablemente a un agotamiento de los recursos de uranio, y puede que en la primera mitad del próximo siglo sea necesario recurrir a los reactores reproductores para producir material fisionable.
En el espectro de neutrones rápidos presentes en tales reacciones, todos los elementos transuránicos se vuelven fisionables, por lo que los reactores rápidos podrían contribuir igualmente al quemado del plutonio procedente de la explotación de otros tipos de reactores y del desmantelamiento de las armas nucleares, así como a la disminución del inventario total de transuránicos dentro del “macro-sistema”, transmutándolos en energía y productos de fisión; La reelaboración y el reciclado del combustible en los reactores rápidos permitiría el “quemado” de los radioisótopos transuránicos de período muy largo, reduciendo considerablemente el tiempo de aislamiento requerido en el caso de los residuos de alta actividad.

Teniendo en cuenta el extraordinario valor energético del plutonio, resulta fácil comprender porqué no puede ser considerado un residuo.

Para aprovechar el plutonio es necesario separarlo de los demás elementos presentes en el interior de los combustibles usados. En la actualidad los elementos combustibles se encuentran almacenados en las mismas centrales donde sirvieron para producir energía.

El proyecto argentino de eliminación de residuos radiactivos de alta actividad contemplaba el reprocesamiento de los elementos combustibles irradiados. A tal efecto los mismos serían disueltos en ácido y, posteriormente, calcinados. Los óxidos de productos de fisión y elementos pesados serían incluidos en matrices vítreas o cerámicas para transformar los residuos en un sólido estable, de muy lenta disolución en el agua.

La matriz de vidrio borosilicato presenta una muy lenta velocidad de disolución, cuando se encuentra sumergido en agua. Esto permite asegurar que deberían transcurrir varias decenas de miles de años antes que se logre disolver la matriz de vidrio que contiene a los residuos; del orden de los 10 mil años.

Cabe mencionar que piezas de vidrio, construidas en la época de los romanos con características y métodos muy primitivos, han sido rescatadas del fondo del mar después de 2000 años sin que se hayan disuelto(17). La agresividad química -corrosión- del agua de mar es muy superior a la del agua subterránea que fluiría a varios cientos de metros de profundidad. Por esta razón, tiempos de disolución de 10 mil años o más son totalmente creíbles, si se tiene en cuenta los avances tecnológicos en la construcción del vidrio desde esa época hasta la fecha. Esa afirmación está soportada por numerosos trabajos científicos realizados en diversos países sobre el comportamiento de los vidrios borosilicatos.

(17) **El vidrio en la antigüedad**

Los primeros objetos de vidrio que se fabricaron fueron cuentas de collar o abalorios, pero las vasijas huecas no aparecieron hasta el 1.500 a. C. Es probable que fueran artesanos asiáticos los que establecieron la manufactura del vidrio en Egipto, de donde proceden las primeras vasijas producidas durante el reinado de Tutmés III (1.504 - 1450 a. C.). La fabricación del vidrio floreció en Egipto y Mesopotamia hasta el 1.200 a. C.

En el siglo IX a. C. Siria y Mesopotamia fueron centros productores de vidrio y la industria se difundió por toda la región del Mediterráneo. Durante la época helenística Egipto se convirtió, gracias al vidrio manufacturado en Alejandría, en el principal proveedor de objetos de vidrio de las cortes reales. Sin embargo, fue en las costas fenicias donde se desarrolló el importante descubrimiento del vidrio soplado en el siglo I a. C. Durante la época romana la manufactura del vidrio se extendió por el imperio, desde Roma hasta Alemania.

El método del soplado de vidrio, más rápido y más barato, se extendió desde Siria a Italia y a otras zonas del imperio romano, reemplazando poco a poco a las antiguas técnicas. Las técnicas del soplado hizo posible la producción a gran escala y cambió la categoría del vidrio convirtiéndolo en un material de uso frecuente, tanto para cristaleras como vasos, copas y todo tipo de recipientes.

Hacia finales del siglo I a. C. la estructura del imperio romano fomentó el extraordinario desarrollo de la industria del vidrio durante este período. La mayor parte de las técnicas decorativas conocidas fueron inventadas por los artesanos romanos.



Vasijas de Vidrio, fabricadas por los Romanos.

Por otra parte, se están llevando a cabo desarrollos en todo el mundo buscando nuevos materiales para la inclusión de los residuos, tales como matrices cerámicas o metálicas y rocas sintéticas, que ofrezcan ventajas técnico-económicas adicionales a las que hoy se conocen de los vidrios borosilicatos.

Los residuos vitrificados serían luego recubiertos por una pared metálica de suficiente espesor, que impida el contacto del agua con los residuos mientras los productos de fisión no hallan decaído lo suficiente. Los materiales que están siendo considerados por diversos países como revestimiento del vidrio son acero, plomo, cobre y titanio; la selección final dependerá de la disponibilidad de materiales y de los objetivos que se persigan en cada caso.

En los estudios que se realizaron en Argentina, el rol del recubrimiento metálico era asegurar un aislamiento total entre los residuos y el agua subterránea durante los primeros 1000 años, tiempo suficiente para que los productos de fisión hayan disminuido significativamente su actividad. El metal

seleccionado fue el plomo, por diversas razones; por un lado, es un metal relativamente abundante en el país, barato y de uso corriente como blindaje contra la radiación. Sin embargo, su principal ventaja está asociada a sus excelentes propiedades para soportar la corrosión del agua, sobre las cuales existen experiencias comprobadas que sobrepasan el período de 1.000 años que se persigue. Al igual que en el caso del vidrio, la tecnología de la fundición del plomo ya era conocida por los romanos hace 2.000 años y existen innumerables piezas rescatadas del fondo del mar que se exhiben hoy en los principales museos del mundo (18).

(18) **El Plomo en la antigüedad**

Existen numerosas referencias de objetos fabricados en plomo en la antigüedad y sometidos a la acción del agua durante miles de años.

De todos los metales conocidos desde la antigüedad, el primero en ser obtenido por reducción de sus minerales fue el plomo. Los otros conocidos eran, metales nativos como el oro, plata y cobre.

Prueba de ese desarrollo temprano son los objetos de plomo encontrados en la actual Turquía (Catal Huyuk) de aprox. 8.400 años a.C., en Egipto (Templo de Osiris) de 6.000 a.C. en Grecia (Islas Cíclades) 5.000 a.C. e incluso en América.

Se utilizaba como adornos (cuentas de collares, estatuillas), para reparar vasijas cerámicas, como proyectiles para hondas, como láminas para escribir, plomadas, contrapesos de huso de hilar. Al final de la Edad del Bronce se lo utilizó como aleante del bronce, para inmovilizar grampas de hierros en las construcciones, como planchas para revestir el casco de las embarcaciones de madera, contrapesos en anclas y los griegos y romanos lo usaron como tubería para agua.

Fuente: Selección de Barreras Ingenieriles destinadas a contener Residuos de Alta Actividad - Tulio Palacios, Carlos J. Semino CNEA, Gcia. Desarrollo, Dpto. Materiales.

El sistema romano de abastecimiento de aguas se revela como una de las grandes realizaciones de la antigüedad. Con el declinar del imperio romano, tanto la autoridad administrativa necesaria para desarrollar y mantener tales sistemas, como el concepto mismo de obras públicas, se perdieron. Había de pasar mucho tiempo antes de que el concepto romano pudiera restablecerse una vez más.

Hace un siglo, poco más o menos, las poblaciones urbanas estaban creciendo a un ritmo sin precedentes, especialmente en Inglaterra. Brotes de cólera, en particular en Londres, llamaron la atención rápida y agudamente hacia el más crítico de todos los problemas urbanos de la era victoriana: la necesidad de abastecer de agua en una escala y de una pureza rara vez consideradas y nunca llevadas a efecto durante 1.500 años. La solución fue resucitar el aparato entero de la tecnología de abastecimiento de aguas creado por los romanos.

Tuberías fabricadas en plomo fueron utilizadas en el sistema de acueductos construidos por los romanos. Algunas de ellas aún están en uso.

Fuente: Investigación y Ciencia - julio 1978.

Lingotes de plomo contenidos en un velero de carga romano (70-50 a. C.) **rescatado del mar Mediterráneo** fueron estudiados por el **Dr. Ettore Fiorini y un equipo de físicos del Instituto Nazionale de Física Nucleares de Milán**. El plomo que transportaba el velero estaba destinado a la fabricación de cañerías para el sistema de acueductos romanos.

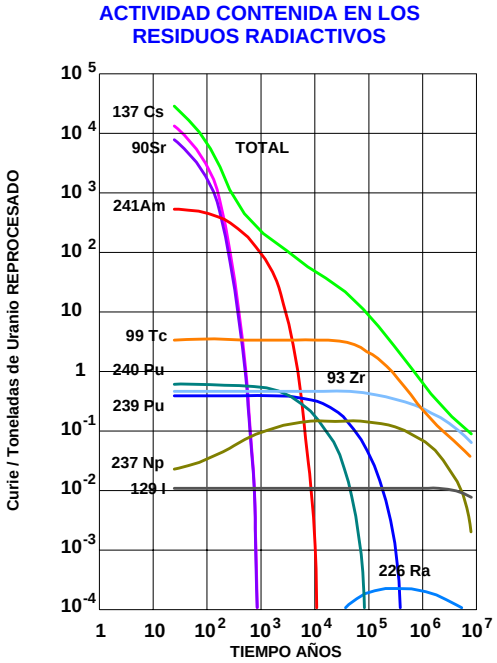
Fuente: Science - Vol. 254. Pag. 192 – año 1991.

En la antigüedad se ha utilizado mucho al plomo en la plomería Greco Romana. También se lo utilizaba mucho para revestir barcos y reemplazó la piedra a las anclas, aunque en esta última etapa se lo utilizó junto con la madera. Naturalmente se lo utilizó para cargamentos desde fines de la Era del Bronce hasta la actualidad. Su simple existencia en grandes cantidades en los museos del Viejo Mundo, especialmente aquellos del Mediterráneo, demuestran su capacidad de supervivencia. Cañerías de plomo de la era de los Romanos aún subyacen en el suelo de Gran Bretaña, y aún se encuentran anclas en las aguas del mar Mediterráneo y de las costas Galesas.

Conjuntos de anclas encontrados en Túnez (Mahdia) y en el Sur de Francia del año 68 de nuestra era.

Láminas y tubos de plomo han sido encontrados en el barco romano **Lago Nemi**, cañerías de plomo de la época de Augusto y de la época de Pompeyo, también han sido reportadas.

Fuente: The Behaviour of lead as a Corrosion Resistant Medium Undenrsea Andin Soils - R. F. Tylecote. Journal of Archeological Science año 1983, 10, 397-409.



El avance de la tecnología y las investigaciones sobre el plomo han hecho que en la actualidad se puedan construir piezas de muy alta pureza y predecir su interacción con el vidrio, la roca o el agua subterránea, con un alto grado de confianza. Por otra parte, el conocimiento y la experiencia en el uso del plomo en la fabricación de contenedores(19) para el transporte de material radiactivo -con actividades sustancialmente mayores que las que contendrían los residuos- permite garantizar que estos, una vez acondicionados, se podrían transportar sin ninguna restricción especial por el hecho de ser radiactivos.

Todos los aspectos de seguridad, contemplados en el reglamento para el transporte seguro de material radiactivo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), estarían cubiertos en el diseño del contenedor.

(19) **Contenedor** (Canister): Recipiente usualmente cilíndrico de contención de residuos radiactivos sólidos.

El único requerimiento es cumplir dicho reglamento Internacional para el transporte(20) seguro de material radiactivo, el mismo establece que todas las medidas de seguridad deben ser consideradas en el diseño. Entre otras cosas, el contenedor del material radiactivo -y no importa si son residuos o fuentes de cobalto para tratar el cáncer- debe soportar un fuerte impacto desde 9 metros de altura sobre una superficie rígida, seguido de un intenso incendio que mantenga al contenedor durante media hora a una temperatura de 800°C sin que se libere material radiactivo al ambiente. Cualquier medida de seguridad de tipo administrativa, como por ejemplo imponer rutas especiales o límites de velocidad que no sean los establecidos para cualquier vehículo de transporte, son mucho menos seguras -entre otras cosas- por lo difícil que resulta verificar que no se violen.

Esta es la razón por la cual los radioisótopos que se utilizan en medicina o las fuentes radiactivas de uso médico o industrial viajan de un país a otro o llegan a cualquier ciudad del interior en los mismos aviones o ómnibus que se utilizan para transportar pasajeros; la protección del recipiente que los contiene permitiría que alguien que permanezca sentado sobre el mismo esté adecuadamente protegido.

Evaluaciones realizadas en la década de los setenta mostraron que la colocación de residuos radiactivos en rocas cristalinas a 500 m o más de profundidad, reduciría suficientemente el riesgo radiactivo global. Por tal motivo, y teniendo en cuenta las características geológicas del país, se decidió buscar formaciones graníticas estables, que permitieran almacenar el material a aproximadamente 500 m de profundidad, en zonas de baja sismicidad y con escasa conductividad hidráulica.

(20) **Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos - Colección Seguridad Nº 115 del OIEA (Edición |985). En Argentina Norma AR 10.10.1 de la Autoridad Regulatoria Nuclear.**

El fin del Reglamento es asegurar la protección del público, los trabajadores del transporte, los bienes y el medio ambiente contra los efectos nocivos de los materiales radiactivos durante las operaciones de transporte.

El principio que inspira el Reglamento es que la responsabilidad de velar por la seguridad durante el transporte incumbe al remitente. Los que preparan bultos para su expedición tienen que cuidarse del cumplimiento de las disposiciones reglamentarias. Así se reduce al mínimo la contribución exigida al transportista y se hace posible que las remesas de materiales radiactivos se efectúen con un mínimo de manipulaciones especiales.

El Reglamento es compatible con todas las modalidades de transporte y se ha concebido con arreglo a criterios prácticos y de eficacia.

El Reglamento también se ha concebido de forma que sea congruente con las Normas Básicas de Seguridad en Materia de Protección Radiológica (Colección Seguridad Nº 9), patrocinadas conjuntamente por el OIEA, la Oficina Internacional del Trabajo (OIT), la Agencia para la Energía Nuclear (AEN) de la OCDE y la Organización Mundial de la Salud (OMS). Los principios fundamentales de las normas básicas de seguridad incorporados al Reglamento de transporte son los de:

Justificación:

No debe adoptarse ninguna práctica a no ser que su introducción produzca un beneficio neto positivo (el transporte se justifica como corolario de la práctica que exige el servicio de transporte);

Optimización:

Todas las exposiciones deben reducirse al mínimo razonablemente conseguible, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales (existen muchos servicios de transporte bien gestionados, por lo que cabe razonablemente concluir que la protección radiológica ha sido optimizada);

Limitación de las dosis:

Las dosis a los individuos no deben rebasar los límites fijados para las circunstancias pertinentes (la observancia de los límites de dosis correspondientes se consigue limitando el nivel de radiación externa de los bultos y el grado de contaminación de las superficies externas de dichos bultos).

En nuestro país los estudios de selección de sitios adecuados para el emplazamiento del repositorio se iniciaron en 1980. El primer paso fue analizar todos los afloramientos, las dimensiones y las cotas de los cuerpos rocosos existentes en el territorio nacional, y las características sísmicas e hidrogeológicas de la región de cada uno, así como la potencialidad minera y petrolera.

De ese modo se identificaron 198 afloramientos graníticos, distribuidos en todo el país.

En una segunda etapa, se realizó una clasificación de las formaciones identificadas sobre la base de los siguientes criterios de exclusión: (i) cuerpos ubicados en zonas de elevada sismicidad; (ii) cuerpos ubicados en áreas de explotación minera o petrolera, actual o potencial; (iii) cuerpos con características petrográficas que denotaran alteraciones importantes, como un avanzado estado de erosión o descomposición, y (iv) cuerpos ubicados en áreas de conocidas características hidrogeológicas desfavorables.

Así se pudieron elegir, como los más convenientes, siete cuerpos ubicados en las provincias del Chubut y de Río Negro, en el sur del país.

Una tercera etapa, consistente en el relevamiento de esos cuerpos graníticos preseleccionados, condujo a identificar los macizos La Esperanza y Chasicó (Río Negro) y sierras de Calcatapul y del Medio (Chubut) como los más apropiados y, consecuentemente, aquellos que tendrían que ser objeto de estudios de detalle.

Al llegar a este punto y ante la necesidad de definir uno de los emplazamientos seleccionados donde se concentrarían los recursos económicos disponibles para el estudio, la CNEA decidió comenzar las investigaciones de detalle en la Sierra del Medio, ubicada en el N.O de la provincia del Chubut, aproximadamente a 60 km de la localidad de Gastre.

La tarea de investigación se inició sobre una superficie de 50.000 km^2, combinando estudios de fotointerpretación geológica, de hidrología, de sondeos geofísicos(21), de geomorfología(22) con particular atención a los procesos tectónicos del Cuaternario o Neotectónica(23), y de sismología(24) instalándose una estación de registro sismográfico vinculada con la red mundial, así como análisis de imágenes satelitarias para identificar y evaluar trazas y megatrazas de posible importancia geoestructural así como el eventual potencial minero del área.

(21)**Geofísica**: Rama de la geología que aplica los principios físicos al estudio de la Tierra. Los geofísicos examinan los fenómenos naturales y sus relaciones en el interior terrestre, entre ellos se encuentran el campo magnético terrestre, los flujos de calor, la propagación de ondas sísmicas y la fuerza de la gravedad.

(22)**Geomorfología**: Estudio científico de la forma del terreno. El término se aplica a los orígenes y a la morfología dinámica (cambio de la estructura y de la forma) de las superficies de la Tierra, la geomorfología es el estudio del aspecto geológico del terreno visible.

(23)**Tectónica del Cuaternario**: Estudio de las características estructurales más importante de la corteza terrestre o de una región dada del planeta, y de los movimientos que fueron causa del relieve que presentan las mismas, y que actuaron en los últimos dos millones de años.

(24)**Sismología**: Rama de la geología que se ocupa del estudio de los sismos y de los fenómenos relacionados con ellos.

Se realizó además, un estudio de los volcanes de la región para determinar las características del vulcanismo(25) y su posible recurrencia en el tiempo, la actividad pasada o presente de los mismos, y la posibilidad de erupciones(26) en el futuro.

También se investigó en detalle la Sierra del Medio propiamente dicha, a través de estudios fotogeológicos que dieron por resultado una cartografía precisa del macizo rocoso con un inventario exhaustivo de alineamientos o discontinuidades. Esta información, procesada estadísticamente, permitió definir el sector donde los fenómenos tectónicos(27) son mínimos; se llegó así a delimitar la porción de los afloramientos rocosos que presentan las mejores características físico-mecánicas. En este sector de la sierra, aproximadamente 100 km^2, se concentraron las investigaciones posteriores, que consistieron en la realización de estudios geológicos de detalle. Se efectuaron relevamientos topográficos(28), restitución planimétrica(29), perfiles de sísmica(30) de refracción, mapeo geológico(31) con muestreo petrográfico(32) sistemático, perfiles de inventario de fracturas(33), análisis de las estructuras principales

(25) **Vulcanismo**: Es el estudios de los volcanes.Hablamos de vulcanismo cuando el magma procedente del interior de la Tierra consigue atravesar una zona débil de la litosfera. Puesto que esta debilidad se suele producir en los lugares donde las placas tectónicas interaccionan y se distorsionan, la mayor parte de la actividad volcánica tiene lugar cerca de los bordes de las placas. Los volcanes continentales se suele asociar con zonas de subducción y con regiones donde chocan las placas continentales y oceánicas.
Se supone que, en última instancia, el magma es la astenosfera parcialmente fundida: es decir, la capa que está inmediatamente por debajo de la litosfera. Sin embargo, por debajo de la mayoría de los volcanes, existe un depósito, o cámara magmática, donde se acumula el magma, entre la astenosfera y la superficie terrestre. Entre la cámara magmática y la superficie hay un conducto más estrecho al que se denomina chimenea.
Los volcanes que hace mucho tiempo que no entran en erupción se consideran apagados o extintos. Otros que han permanecido sin actividad durante bastante tiempo, pero que pueden volver a entrar en actividad se conocen como inactivos, mientras que los que han producido erupciones en épocas históricas se consideran activos.

(26) **Erupción**: Emisión de materias líquidas, sólidas o gaseosas por aberturas o grietas de la corteza terrestre. Las más conocidas son las erupciones volcánicas (erupción de ceniza, si sólo se emite ceniza).

(27) **Tectónica**: Parte de la geología que se ocupa de la estructura de la corteza terrestre, en especial de las líneas de perturbación, plegamientos, etc., y de los movimientos que son causa del relieve superficial de la corteza (epirogénesis, orogénesis, sismos, tectogénesis).

(28)**Relevamiento topográfico**: Confección de un mapa en el cual se determinan las altitudes del terreno por medio de curvas de nivel (unen puntos de igual altitud del terreno, con respecto al nivel del mar).

(29) **Restitución planimétrica**: Reconstitución de fotos aéreas con datos de campo, a fin de elaborar un plano base ajustado.

(30)**Sísmica de refracción**: Método sísmico con fuente de energía artificial (explosivos, vibraciones) para determinar profundidad, espesores y estructuras de formaciones geológicas en el subsuelo.

(31)**Mapeo geológico**: Confección de mapas temáticos que recogen, mediante colores y signos, la situación geológica de una determinada región.

(32) **Petrografía**: Estadio de la composición, estructura y distribución de las rocas.
Muestreo petrográfico: toma sistemática de muestras de roca para estudios de la composición y estructura de las mismas.

(33) **Fractura/Falla**: Ruptura de una superficie en dos o más bloques dislocados por movimientos diferenciales de desplazamientos más o menos vertical. Existen fallas de un rechazo de pocos decímetros o metros, pero existen muchas otras a lo largo de las cuales se han producido dislocaciones de miles de metros de rechazo.
Inventario de fracturas: recuento de las fracturas observables en las rocas o minerales y observación de las características que presenta la superficie de rompimiento (concóidea, irregular, plana, astillosa, etc.).

(34)**Master-Joints**: Fracturas o diaclasas principales

(fallas y master-joints(34)), procesamiento geoestadístico de los datos, geomorfología cuantitativa para definir niveles de equilibrio futuro, potencial minero de la Sierra, hidroquímica(35) e hidrología preliminar y tectónica local.

Para obtener información sobre la parte profunda del macizo rocoso destinada a definir un modelo tridimensional de la sierra y sus condiciones geo-estructurales, se efectuaron dos series de perforaciones. La primera hasta profundidades del orden de los 200 a 280 metros se realizaron, en sitios donde se observan, en superficie, fenómenos que merecían ser investigados con mayor detalle.

En una segunda serie de perforaciones se realizaron cuatro sondeos(36), cuyos sitios fueron designados en base a los resultados de los estudios sobre tectónica del macizo, densidad del diaclasamiento(37) y comportamiento de las fracturas principales. Los datos recibidos de estos estudios, procesados con métodos geoestadísticos(38) y verificados por el análisis de los testigos de las perforaciones intermedias, permitieron seleccionar un sector de aproximadamente 1 km^2, cuyas características aparecieron como las más adecuadas para cumplir con los criterios establecidos.

Estas cuatro perforaciones alcanzaron profundidades del orden de los 700-800 metros, aportando datos que se aplicaron para la modelación estructural del bloque central del macizo migmatítico de la Sierra del Medio.

Los estudios de vulcanismo realizados han tenido por objeto determinar la influencia pasada y futura de las erupciones volcánicas sobre la estabilidad de la Sierra del Medio y en su área de influencia. Estos estudios han permitido establecer que las coladas(39) vecinas no han producido alteraciones en la

(35)**Hidroquímica**: Estudio químico de aguas superficiales y subterráneas.

(36) **Sondeo**: Prospección del subsuelo y extracción de rocas con fines geológicos.

(37) **Diaclasa**: Grieta o fractura que se forma en una roca sin que haya desplazamiento de los bloques formados. Densidad de diaclasamiento: cantidad de fracturas sin vestigio de movimientos relativos, determinables en una superficie dada de terreno, que se representa gráficamente, en diagramas de frecuencia.

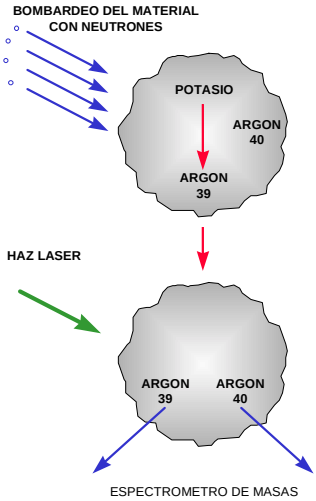
(38) **Geoestadística**: Designa el estudio estadístico de los fenómenos naturales bajo el concepto de las variables regionalizadas (correlación de muestras).

(39) **Colada**: Masa de lava que corre como un río incandescente siguiendo la pendiente general del terreno; y esa misma lava formando rocas.

Sierra del Medio y que las edades de dichas coladas determinada por el método del argón-potasio (Ar-K)(40), son mayores a los 800.000 años, superando en algunos casos los 3 millones de años. Estos resultados coinciden con los obtenidos mediante estudios de datación aplicando técnicas de paleomagnetismo(41), y **han permitido establecer que en el interior de la Sierra del Medio no se ha registrado actividad volcánica, ígnea o tectónica de tipo alguno desde hace 215 millones de años**.

En 1978 se creó, por iniciativa del Presidente J. Carter de los EE.UU. la International Fuel Cycle Evaluation(42) - INFCE -, coordinada por el OIEA, con la intención de evaluar los diferentes ciclos de combustible nuclear y analizar los aspectos que hacen a la proliferación de armas nucleares o a la eliminación de residuos.

(40)**Datación por Argón Potasio**



El calentamiento escalonado por láser ofrece una manera eficaz de medir la edad y la historia térmica de una muestra de mineral. Dentro de este enfoque, la edad se mide por el grado de desintegración del potasio radiactivo en argón 40. En un primer paso, la muestra se bombardea con neutrones, que transforman parte del potasio en argón 39. Un intenso haz láser calienta la muestra y hace que se desprendan los dos isótopos de argón; un espectrómetro de masas mide la concentración exacta de uno y otro. A medida que aumenta el calor del láser, se desprende cada vez más argón. La edad se obtiene a partir de la relación de argón 40 a argón 39. Las edades pequeñas obtenidas a bajas temperaturas indican que se perdió parte del argón durante la historia de la muestra; la meseta de edades, a temperaturas superiores, debe reflejar la verdadera edad de la muestra.

(41)**Paleomagnetismo**: Magnetismo fósil. El magnetismo terrestre a lo largo de las distintas épocas de la historia de la Tierra. Puede reconstruirse basándose en la magnetización de rocas de edad conocida; permite deducir la situación de los polos magnéticos y geográficos en esas épocas.

(42) Evaluación del Ciclo de Combustible Nuclear.

En esa evaluación, donde Argentina tuvo un rol relevante(43), se consideró que los residuos radiactivos serían transformados en un vidrio del tipo borosilicato, debido a sus propiedades para resistir los esfuerzos mecánicos y térmicos a que estuviesen sometidos durante las primeras decenas de años que sigan a su eliminación y para mantener una velocidad de disolución en agua extremadamente baja. Además, serían recubiertos con unos 10 cm de plomo con una fina capa interna y externa de acero inoxidable y titanio respectivamente. Este recubrimiento aseguraría una completa aislación del vidrio y el agua subterránea por algunos miles de años. Sin embargo, a efectos de evaluar el impacto radiológico de la eliminación de residuos, se consideró que el período de aislación logrado por la cubierta metálica sería de 1000 años, tiempo suficiente para que hayan decaído totalmente los productos de fisión más significativos.

La velocidad de disolución del vidrio borosilicato es más o menos la misma en agua destilada y en agua de mar y no se espera que sea muy diferente en el agua subterránea. Los valores medidos de la tasa de disolución de vidrio en agua a 25 °C varía de 10^{-9} a 10^{-4} g/cm^2.día.

Las tensiones térmicas durante el enfriamiento del vidrio pueden causar fracturas. En los cálculos se consideró que como consecuencia de estos fenómenos el vidrio se rompía en pedazos de 10 cm de diámetro aproximadamente. En estas condiciones se estima que la disolución del vidrio en el agua subterránea demandaría no menos de 30.000 años.

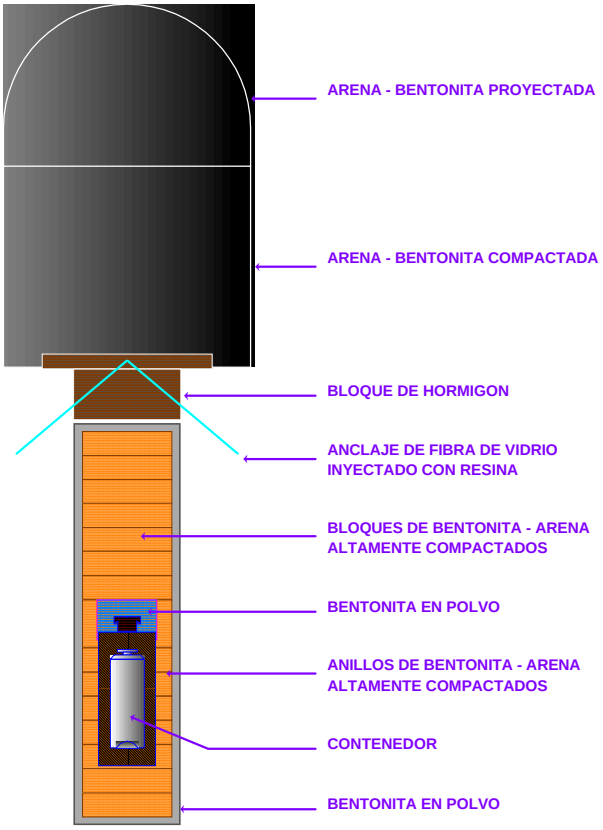
Además, los residuos depositados en el repositorio son recubiertos con una arcilla natural, comúnmente se utiliza bentonita, que tiene la propiedad de expandirse con pequeños tenores de humedad tornándose impermeable y al mismo tiempo, actuando como una resina de intercambio iónico, retrasando fuertemente la migración de radionucleidos. Esto permitiría incrementar el período de aislación en un orden de magnitud.

BARRERA	AISLACION (AÑOS)
Acero + Plomo	**1 000**
Vidrio + Bentonita	**10 000/100 000**
Formación Geológica	**100 000/1 000 000**

(43)La Argentina contribuyó en ese proyecto con el estudio del impacto radiológico de los residuos generados por los diferentes ciclos de combustibles nucleares en el mundo. Ver “Radiological Impact of Radiactive Waste Management” - Beninson, D. J.; Beninson, A. Migliori de - Reproducido en REPO-1 CNEA-NT 8/81.

Los residuos así acondicionados serían eliminados a varios centenares de metros de profundidad, en formaciones geológicas estables y de muy baja conductividad hidráulica. Sin embargo, en ambos casos la vía mas realista para el transporte de los radionucleidos que sobrevivan a muy largo tiempo de aislación, es el agua subterránea.

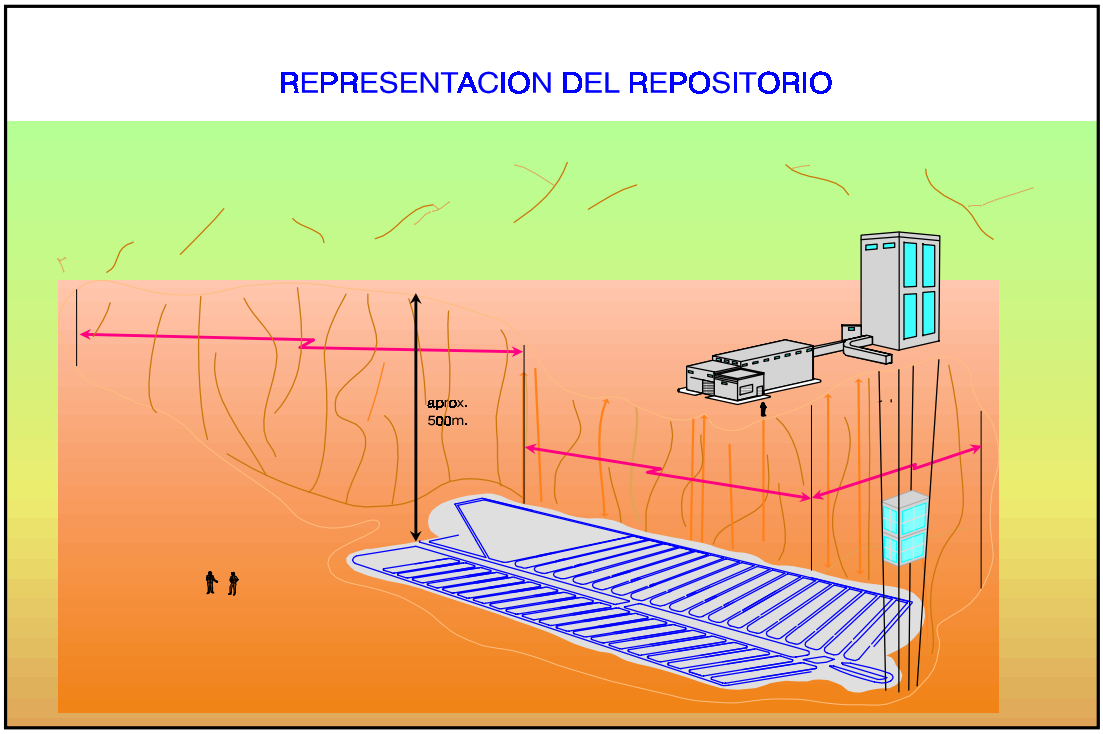
CORTE DE CAMARA DE ELIMINACION SELLADA



Para el caso de un repositorio construido dentro de una roca cristalina no fracturada, en un lugar bien seleccionado, el flujo de agua que lo atraviesa es muy escaso y no puede medirse con los métodos convencionales. Asumiendo flujos de agua de algunas decenas de cm^3 por m^2 y por año, el tiempo de tránsito del agua subterránea a través de la roca y del material de relleno sería de muchos miles de años. El orden de magnitud, utilizado en las evaluaciones del INFCE, del tiempo mínimo que le demandaría al agua que atraviesa el repositorio para alcanzar los cursos de agua superficial, es de 10000 años.

En la medida que el vidrio se disuelve en el agua subterránea, los radionucleidos se incorporan a la fase líquida viajando con un cierto retraso que depende de la capacidad de retención del medio geológico y de la resistencia que el mismo interponga a la circulación del agua. Ese retraso con relación al movimiento del agua es despreciable para el iodo, mientras que los lantánidos y actínidos se mueven 100 veces mas lento, por último el cesio se mueve 1000 veces más lento.

Teniendo en cuenta la aislación provista por las barreras de ingeniería -es decir el recubrimiento metálico, el vidrio borosilicato y el material de relleno- y el tiempo de migración de los radionucleidos a través de la barrera geológica, un tiempo de cien mil a un millón de años es suficientemente representativo del retraso que se lograría desde el momento en que se cierra el repositorio hasta el arribo de los radionucleidos a la biosfera.



Al evaluar el impacto radiológico se tuvo en cuenta que los radionucleidos de vida larga podrán sobrevivir al contenedor y a la disolución del vidrio. El subsiguiente transporte con el agua subterránea es el único camino realista para que los residuos regresen al ambiente.

Este transporte de sustancias radiactivas es un proceso muy lento ya que, al interactuar física y químicamente con su entorno, los radionucleidos se mueven mucho más lentamente que el agua, provocándose así un retardo de entre cien mil y un millón de años en su camino a la biosfera.

Suponiendo que la barrera geológica provoca un retardo de cien mil años (hipótesis mínima), y que se realiza el reciclado de plutonio, la dosis colectiva en la población mundial debida a un repositorio que contenga los residuos de alta actividad de seis centrales nucleares argentinas será de 4 x 10^3 Sv hombre y 6 x 10^2 Sv hombre para un retardo de 1 millón de años. Estas dosis colectivas son numéricamente iguales a las que recibe la población mundial expuesta a la radiación natural durante 30 y 10 minutos respectivamente.

Los radionucleidos que entran en el agua dulce producen dosis(44) a la población a través de la ingestión de agua potable y del consumo de pescado.

Sin embargo, debido a la larga vida de los radionucleidos se puede considerar que todo lo que alcanza el agua dulce terminará arribando a los mares y océanos y por último al hombre.

La dosis que provocaría la eliminación de residuos en la población mundial por cada GW.año generado de electricidad, teniendo en cuenta todas las vías de irradiación equivalen a la dosis de radiación que esas mismas personas reciben en 100 minutos de exposición a la radiación natural(45) si se eliminan los elementos combustibles usados tal cual salen del reactor, o la mitad si se reprocesan los combustibles y se quema el plutonio para producir mas energía en esos mismos reactores. En cambio, si se utilizan reactores rápidos, que queman plutonio, el impacto radiológico por cada GW año de energía eléctrica generado es 20 a 30 veces menor.

(44)**Dosis de Radiación**

Dosis absorbida: La cantidad de energía de radiación absorbida por kilogramo de tejido. Se expresa en una unidad denominada gray (Gy).

Dosis equivalente: La dosis absorbida ponderada para tener en cuenta los diferentes tipos de radiación ionizantes y sus energías. Se expresa en una unidad denominada sievert (Sv), y los submúltiplos milisievert (mSv), microsievert (µSv). Para la mayoría de las aplicaciones prácticas, el factor de ponderación es unitario; es decir, un sievert es igual a un gray.

Dosis efectiva: La dosis equivalente ponderada para expresar la sensibilidad de los diferentes órganos humanos a la exposición a las radiaciones. Como es una dosis equivalente (modificada), también se expresa en sievert.

Dosis efectiva colectiva: La dosis equivalente efectiva para un grupo de personas debida a una fuente de radiación dada. Se expresa en una unidad denominada sievert hombre (Sv hombre).

Nota: En la práctica, estas magnitudes se expresan como tasas (por ejemplo, mSv por hora, o sievert hombre por año). Si las tasas se suman en el tiempo, la cantidad resultante se denomina compromiso de dosis. A menos que se especifique lo contrario, el tiempo de integración de un compromiso de dosis es teóricamente infinito; por ejemplo, el compromiso de dosis colectiva es la suma de todas las dosis recibidas por todos los individuos (individuos presentes y futuros durante todo el tiempo) como resultado de una práctica o actividad en que interviene la radiación.

(45) **Radiación Natural**

El hombre está expuesto de dos maneras diferentes a las radiaciones ionizantes que provienen de fuentes naturales:

- Estamos rodeados por elementos radiactivos que existen en forma natural en el suelo y las rocas, y nos bañan los rayos cósmicos que entran a la atmósfera terrestre desde el espacio exterior.
- Recibimos una exposición interna de los elementos radiactivos que ingresan en nuestros cuerpos en los alimentos y el agua, y en el aire que respiramos. Además, nuestra sangre y nuestros huesos contienen elementos radiactivos (potasio 40, carbono 14, radio 226).

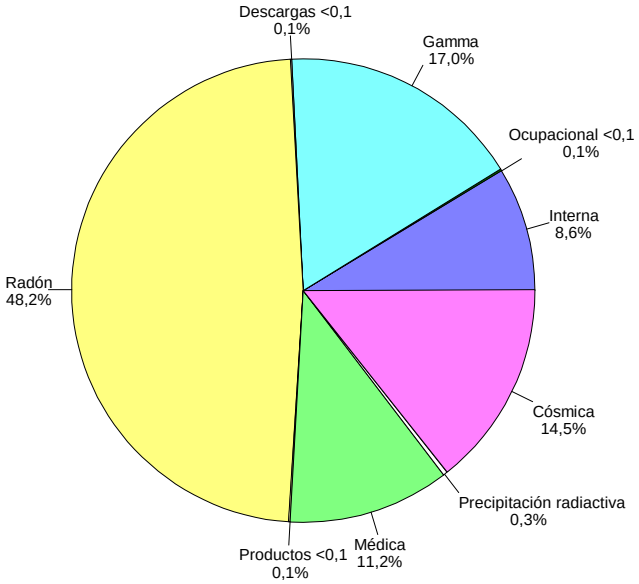
Como promedio, la exposición radiológica debida a todas las fuentes naturales asciende a unos 2,4 mSv al año, cifra que puede multiplicarse varias veces según el lugar geográfico. En el aire de las casas y edificios existen elementos radiactivos. Estos elementos radiactivos son el radón (radón 222), el torón (radón 220) y derivados, formados por la desintegración del radio (radio 226) y el torio presentes en muchas clases de rocas, en otros materiales de construcción y en el suelo. La mayor fuente de exposición a las radiaciones naturales, que supera ampliamente a las demás, reside en las cantidades variables de uranio y torio presentes en el suelo en el mundo entero.

La exposición a las radiaciones debida a los rayos cósmicos depende mucho de la altitud y ligeramente de la latitud: cuando una persona viaja en avión aumenta su exposición a las radiaciones.

FUENTES NATURALES DE RADIACION	
	Dosis equivalente efectiva anual
Dosis anuales causadas por fuentes naturales de radiación en zonas de radiactividad normal de fondo:	
Rayos cósmicos al nivel del mar: ……	**0,37 mSv**
Radón (^{222}Rn y ^{220}Rn proveniente del ^{238}U y ^{232}Th): ……	**1,30 mSv**
Potasio (^{40}K): ……	**0,30 mSv**
Otras fuentes: ……	**0,40 mSv**
TOTAL (redondeado):	**2,40 mSv**

El ICRP(46) y el OIEA recomiendan mantener una dosis individual lo más baja que sea razonablemente posible, y tomar en cuenta la presencia de otras fuentes que pueden causar una exposición radiológica simultáneamente al mismo grupo de población. Además, es preciso tomar en consideración la posibilidad de que en el futuro se autoricen otras fuentes o prácticas para que así la dosis total recibida por cualquier individuo de la población no exceda del límite de dosis.

La dosis global media anual proveniente de todas las fuentes de radiación es de 2,7 milisievert, compuesta por los elementos indicados en el diagrama (Fuente UNSCEAR)(47)



(46) **ICRP - International Commission on Radiological Protection** creado en 1928 como órgano no gubernamental independiente. Esta constituido por expertos internacionales de reconocida trayectoria en el tema. Primero se lo denominó Comité Internacional de Protección frente al radio y a los rayos x. Más tarde se le modificó el nombre pasando a llamarse como Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR). Su finalidad es establecer principios básicos de protección radiológica y emitir recomendaciones al respecto.
Esos principios y recomendaciones constituyen la base de los reglamentos nacionales que rigen la exposición de los trabajadores expuestos a las radiaciones y de la población. Esos principios y recomendaciones también han sido incorporados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) a sus Normas básicas de seguridad radiológica publicadas conjuntamente con la Organización Mundial de la Salud (OMS), la Oficina Internacional del Trabajo (OIT) y la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE (AEN). Esas normas se utilizan en todo el mundo para garantizar la seguridad y la protección radiológica de los trabajadores expuestos a las radiaciones y de la población en general. Las normas de la Autoridad Regulatoria Nuclear son coherentes con las recomendaciones del ICRP.

(47) **UNSCEAR – Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas**: fue creado por la Asamblea General de las Naciones Unidas en su décimo período de sesiones, celebrado en 1955. Su mandato se enuncia en la resolución 913 (X) del 3 de diciembre de 1955. Originalmente, el Comité se componía de los siguientes Estados Miembros: Argentina, Australia, Bélgica, Brasil, Checoslovaquia, Egipto, Estados Unidos de América, Francia, India, Japón, México, Reino Unido de Gran Bretaña e Irlanda del Norte, Suecia y Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas. En virtud de la resolución 3154 C(XXVIII) del 14 de diciembre de 1973, la Asamblea General amplió el número de miembros del Comité a fin de incluir a los Estados siguientes: Alemania (República Federal de), Indonesia, Perú, Polonia y Sudán. En virtud de la resolución 41/62 B del 3 de diciembre de 1986, la Asamblea aumentó la composición del Comité hasta un máximo de 21 miembros e invitó a China (República Popular de) a formar parte del mismo.

La dosis máxima en alguien que viva dentro de 10.000 ó 100.000 años, y beba agua de alguna vertiente de las inmediaciones del repositorio, sería muy baja. En la evaluación efectuada por el **INFCE, esa dosis no excedería unas pocas unidades porcentuales de la dosis que ese mismo individuo recibiría debido a la radiación natural**.

Las predicciones sobre la seguridad del repositorio a muy largo plazo despierta, sin embargo, en la población un sin número de dudas, debido a las incertidumbres que rodean a ese tipo de evaluaciones. Quien podría evaluar las dosis que recibiría la población de tal o cual país dentro de 10.000 años si mirando hacia atrás vemos que ningún país de Europa pudo mantener las fronteras que tenía hace apenas 100 años. Mas incierto aún sería predecir la cantidad y distribución de la población del planeta para el siglo 250, dentro de sólo 23.000 años.

Sin embargo, y a pesar de lo que la mayoría del público piensa, el movimiento de los elementos radiactivos en la naturaleza siguen comportamientos mucho mas predecibles a largo plazo que la evolución y distribución del hombre sobre el planeta.

El uranio y el torio, que son elementos radiactivos naturales, están presentes en la corteza terrestre desde su génesis. El movimiento de estos elementos, como el de sus descendientes -el radio es uno de ellos- se puede ver hoy después de los miles de millones de años transcurridos. El estudio de formaciones naturales que contienen esos materiales desde la era precámbrica permiten predecir hoy como migrarán otros elementos químicamente iguales o con comportamientos similares.

CUADRO DE LOS TIEMPOS GEOLOGICOS			
Era	**Período**	**Epoca**	**Inicio (millones de años atrás)**
Cenozoico	**Cuaternario**	Holoceno	0,01
		Pleistoceno	1,6
	Terciario	Plioceno	5,3
		Mioceno	23
		Oligoceno	34
		Eoceno	53
		Paleoceno	65
Mesozoico	**Ccretácico**		135
	Jurásico		205
	Triásico		250
Paleozoico	**Pérmico**		300
	Carbonífero		355
	Devánico		410
	Silúrico		438
	Ordovícico		510
	Cámbrico		570
Precámbrico			4600

En 1972 la Comisión de Energía Atómica de Francia, que estaba explotando algunos yacimientos de uranio en la República de Gabón (Africa), anunció el descubrimiento de la ocurrencia de una reacción en cadena -la fisión nuclear(48)- en la mina de Oklo, muchos millones de años atrás. Actualmente se puede afirmar que ese hecho ocurrió hace aproximadamente 2000 millones de años.

La reacción nuclear de Oklo(49), que duró alrededor de 500 000 años, involucró a unas 500 toneladas de uranio. La energía liberada fue del orden de 100 millones de Mwh. Las temperaturas alcanzadas fueron de 300 a 450 °C y las presiones en torno de 1 000 bar. **La cantidad de residuos radiactivos producidos por ese gigantesco reactor natural equivale a los que produciría Atucha I y Embalse juntas funcionando durante toda su vida útil**.



Oklo emplazamiento nuclear más antiguo que se conoce, ha proporcionado valiosa información sobre el aislamiento a largo plazo de los residuos radiactivos.

(48) Tal como ocurre normalmente en los reactores nucleares en forma controlada.

(49) En la naturaleza hay muchos ejemplos de materiales radiactivos que han podido aislarse con eficacia durante períodos sumamente largos, y que pueden utilizarse para demostrar la viabilidad básica de la contención geológica de los desechos radiactivos.
Los expertos suelen señalar el ejemplo de una reacción nuclear en cadena espontánea que ocurrió hace unos 2000 millones de años en un yacimiento rico en uranio de Oklo, en Gabón, Africa occidental. Otro ejemplo es el yacimiento muy rico en uranio situado cerca del Lago Cigar, en el Canadá.
La reacción natural en cadena produjo el mismo tipo de desechos radiactivos que los reactores nucleares construidos por el hombre. Estudios de los emplazamientos indican que la mayoría de los productos de fisión y prácticamente todos los otros elementos (incluido el plutonio) se han desplazado a una distancia menor de 1,8 metros del lugar donde se formaron 20 millones de siglos atrás.
La investigación de estos depósitos naturales análogos a los repositorios de desechos radiactivos es tema de varios proyectos de investigación internacionales.
Fuente: Natural Fission Reactor Procedings of a Technical Commite Meeting Paris 1978 -OIEA.
The Oklo Phenohenon - Proceedings of a Symposium, Libreville 1975 - Organizado por OIEA.

El estado de preservación de este “reactor fósil” es excelente, a tal punto que la distribución del uranio y de los residuos de vida muy larga encontrados en la actualidad permitió conocer las características físicas del reactor precámbrico.

Durante los años que siguieron a su descubrimiento se llevaron a cabo trabajos de investigación multidisciplinarios, dentro de una amplia colaboración internacional, que trajeron valiosos aportes al conocimiento de la geoquímica nuclear. En efecto, el reactor fósil de Oklo ofreció una oportunidad única para estudiar la migración de los productos de fisión del uranio, alojados en un repositorio natural durante un período excepcionalmente largo.

Si comparamos lo que pasó en Oklo con las condiciones que se darían en un repositorio geológico especialmente construido para la eliminación de residuos de alta actividad, vemos que dichas condiciones serían substancialmente diferentes.

En efecto, los repositorios estudiados en la actualidad limitan su temperatura a 100 °C, la presión no excedería de 50 a 100 bar mientras que los suelos sedimentarios y arcillosos de Oklo poseen una porosidad y conductividad hidráulica muy superior a la de las formaciones geológicas consideradas hoy convenientes para la construcción de un repositorio.

Cabe tener en cuenta que en las condiciones de Oklo los residuos estaban directamente sumergidos en el agua lo que hizo que la reserva uranífera se transformara en un reactor. En las condiciones en que se pretende eliminarlos en un repositorio en la actualidad, se mejoran las condiciones naturales del medio geológico para aislar los residuos radiactivos. Como ya se dijo, los mencionados residuos estarían incluidos en una matriz vítrea rodeados de un considerable espesor metálico de excelentes propiedades contra la corrosión, incluidos en un contenedor y éste colocado en un orificio practicado en la roca. Adicionalmente entre el contenedor y la roca se pone el material de relleno para retrasar aún más la migración de los radionucleidos.

A pesar de las condiciones aparentemente adversas, los productos de fisión y transuránidos de vida larga, producidos por el reactor de Oklo, estuvieron fuertemente retenidos y no alcanzaron a migrar, en casi dos mil millones de años, más que unos pocos metros de lugar donde se produjeron.

Otro de los aspectos que causan inquietud en el público es la sismicidad de la zona estudiada. ¿Puede ocurrir en la zona de Sierra del Medio un terremoto(50) de magnitud?. ¿Si ocurriera, que pasaría con los residuos?.

Estas son las preguntas que muchas personas se han hecho.

A fin de evaluar los niveles de intensidad sísmica que pueden afectar a un sitio, es preciso evaluar la actividad sísmica que se desarrolla en los alrededores del sitio en un intervalo no menor de 10 000 años.

Para realizar esta evaluación, se cuenta con la información derivada de los registros de los instrumentos de las estaciones sismológicas, los relatos históricos acerca de terremotos percibidos por las poblaciones de los alrededores y los estudios geológicos y tectónicos regionales.

La información proveniente de los relatos históricos acerca de terremotos ocurridos en los alrededores de un sitio tienen la antigüedad de las poblaciones asentadas en el área, y su cantidad y calidad se deriva de la importancia y del nivel cultural de dichas poblaciones. En este aspecto, los asentamientos humanos cercanos a Gastre son relativamente pequeños y dispersos. Su antigüedad no supera el siglo por lo que esta fuente de información es comparable con la de las referencias suministradas por las estaciones sismológicas.

Finalmente, los estudios geológicos y tectónicos, tratan de detectar las evidencias existentes en la corteza terrestre e interpretar su relación con la acción de los factores geodinámicos que han actuado durante millones de años. A su vez, estudios de neotectónica estiman los movimientos ocurridos durante los últimos 500 000 años y en caso de encontrar evidencias evalúan entonces lo ocurrido en intervalos del orden de los 10 000 años.

(50) **Terremoto/Sismo**: Sacudida de la corteza terrestre por procesos repentinos que se desarrollan en el interior de la Tierra, y que produce frecuentemente derrumbamientos, agrietamientos, etcétera. El hipocentro, o foco real del movimiento sísmico, se encuentra generalmente entre 5 y 30 km de profundidad (sólo en casos excepcionales llega a estar a 700 km de profundidad). El punto vertical al hipocentro situado sobre la superficie se denomina epicentro. En el hipocentro se originan ondas longitudinales y transversales, que se extienden en todas las direcciones, aunque con mayor rapidez las longitudinales que las transversales. La diferencia de tiempo que de ahí resulta hace posible determinar la distancia del foco sísmico y permite un análisis de la estructura de la corteza terrestre. Según sea la distancia del lugar de observación al epicentro, se habla de sismo local, en la cercanía inmediata; cercano (hasta 1 000 km de distancia) y lejano (telesismo) (a más de 1 000 km). Según la causa que lo origine, se habla de: a) Sismo tectónico o de dislocación (alrededor del 90 por 100 del total de los sismos); se produce en zonas de debilidad tectónica, en especial en los cinturones de plegamientos jóvenes terciarios (zonas fracturadas mediterránea y circunspacífica). Diferentes procesos tectónicos (elevaciones, hundimientos, fallas) generan tensiones, que se equilibran mediante dichas sacudidas; el sismo de relevo es el provocado por las ondas de otro. b) Sismo volcánico (7 por 100): generalmente consecuencia de una erupción volcánica. c) Sismo de hundimiento (3 por 100), consecuencia del hundimiento súbito de amplias oquedades subterráneas. El sismo de hundimiento y el volcánico tienen una amplitud limitada. De los aproximadamente 10 000 temblores de tierra que registra anualmente nuestro planeta, la inmensa mayoría son microsismos; tampoco la mayor parte de los macrosismos causan grandes daños.

La actividad sísmica quedará finalmente definida mediante la estimación de la cantidad, magnitud y distribución de sismos en el volumen de corteza terrestre circundante a cada sitio y sísmicamente asociada a éste. Este volumen se extenderá según latitud, longitud y profundidad hasta incluir a los focos de los sismos que pueden producir en la Sierra del Medio, temblores y terremotos de importancia tal que puedan incidir sobre la estabilidad de las obras previstas.

De acuerdo a la información instrumental, en el intervalo comprendido entre los años 1960 a 1982, los eventos sísmicos en el área sísmicamente asociada a la Sierra del Medio, se han localizado predominantemente hacia el 0 de una línea Bariloche-Esquel, en territorio chileno y en el fondo oceánico adyacente. Es destacable que en este intervalo, la Red Sismológica Internacional no ha informado de la ocurrencia de sismos de magnitud mayor de 5 dentro de un radio de 100 km con centro en la Sierra del Medio. La mayoría de estos eventos ocurre dentro de los 80 km superiores de la corteza terrestre, mientras que los focos más profundos se localizan en el territorio continental, más cerca del límite internacional argentino-chileno, hacia el N de Bariloche.

La teoría de la tectónica(51) global brinda la correlación más importante entre sismología y geología. Aplicada a la actividad en la zona sísmicamente asociada a la Sierra del Medio, esta teoría explica la actividad sísmica como resultado de la interacción entre la Placa Sudamericana(52) y las Placas de Nazca y Antártida. Las dos últimas forman el fondo oriental del Océano Pacífico, la primera al Norte de los 45º, aproximadamente, y la otra al Sur de dicha latitud. En esta interacción predomina la colisión entre las Placas

(51) **La litosfera terrestre** (y no sólo la corteza) está dividida en 15 grandes placas de distintos tamaños, que “flotan” encima de la astenosfera, parcialmente fundida y, puesto que flotan, están en libertad para desplazarse horizontalmente. Algunas de estas placas (por ejemplo, la del Pacífico) son casi totalmente oceánicas, aunque la mayoría incluyen litosfera tanto oceánica como continental. Pero no hay ninguna placa totalmente continental.
Las placas poseen tres tipos de bordes diferentes. Las dorsales oceánicas son los bordes constructivos, porque es allí donde se produce la litosfera nueva. Las zonas de subducción son bordes destructivos, porque allí se consume la litosfera en el interior de la Tierra. Por último, están los bordes conservadores, también llamados fallas de transformación, a lo largo de los cuales ni se crea ni se destruye litosfera, sino que los bordes de las placas se deslizan unos junto a otros. La mayoría de las fallas de transformación se encuentran en el fondo oceánico, donde equilibran las partes de las dorsales oceánicas, permitiéndoles adaptarse a la curvatura de la Tierra. De vez en cuando, no obstante, afectan zonas terrestres. La conocida falla de San Andrés, en California, es una de estas fallas de transformación.

(52)**Placas corticales**: Subdivisiones de la parte exterior del planeta, para cada una de las cuales se considera un espesor de 100 a 150 km; pueden desplazarse mutuamente mediante traslación o giros, que cambian continuamente la configuración de la parte externa de la Tierra. Están limitadas por dorsales oceánicas y por líneas de subducción.

Sudamericana y la de Nazca, de la que resulta la subducción(53) de esta última y de las que son sus manifestaciones, la fosa chileno-peruana y las cordilleras geológicamente recientes que se extienden en el borde Occidental de América del Sur. Este movimiento relativo entre dichas placas, explica la mayor actividad sísmica del litoral chileno. Al ser éste el frente de colisión y el borde de contacto entre las placas, es la zona en la que se crean mayores tensiones y consecuentemente, ocurren sismos de gran magnitud. Los valores estimados del movimiento relativo entre las Placas Antártica y Sudamericana a esta latitud son casi un orden de magnitud menor que los relativos entre las Placas de Nazca y Sudamericana; como consecuencia de ello, la energía generada por la colisión es menor entre las primeras que entre las segundas. Se explica así que la actividad sísmica al N y al S del paralelo de Gastre, presente una menor cantidad de eventos y una menor liberación de energía.

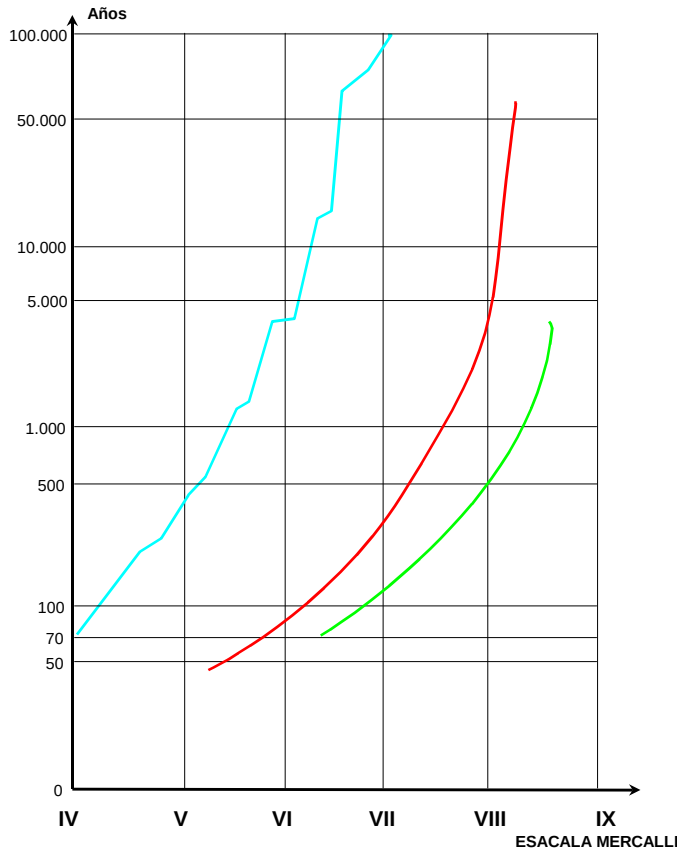
El Instituto de Investigaciones Antisísmicas Aldo Bruschi dependiente de la Universidad Nacional de San Juan comparó los resultados de los estudios para la zona de Gastre -Sierra del Medio con los correspondientes a Bariloche (Río Negro) y Potrerillos (Mendoza), siempre en sus respectivos mantos rocosos. Bariloche- aproximadamente 170 km en línea recta hacia NO de la Sierra del Medio, mientras que Potrerillos- ubicado sobre el Río Mendoza, a aproximadamente 30 km de la ciudad de Mendoza -se encuentra dentro y en una zona de actividad sísmica distinta, ya que recibe el efecto de los fuertes sismos locales que ubican en la Precordillera de San Juan y Mendoza.

En la figura, se aprecia que a Sierra del Medio le corresponde un riesgo sísmico bastante menor que al de las otras dos ubicaciones. En efecto, para iguales tiempos medios de ocurrencia, la intensidad sísmica en la Sierra es

(53) **Subducción**: paso de una placa oceánica relativamente densa por debajo de una placa continental u oceánica. Las placas litosféricas se desplazan unas con respecto a las otras a una velocidad de algunos centímetros al año. En ocasiones, una placa se hunde debajo de otra por un fenómeno de subducción. Si la placa oceánica pasa bajo una placa continental, al borde del continente se desarrollan las cordilleras (cordillera de los Andes, Montañas Rocosas). Si pasa bajo una placa oceánica, se observan arcos insulares (Marianas, Filipinas).
En una subducción, el rozamiento de las placas crea un aumento de calor, origen de un vulcanismo intenso, por otra parte, el agua de sedimentos, que se incorpora en profundidad, aumenta el carácter explosivo de las erupciones. Los productos volcánicos (lava y cenizas) de carácter químico cálcico-alcalino (presencia de calcio y de iones alcalinos) y de tipo andesítico (nombre derivado de la cordillera de los Andres) son característicos de este contexto geológico.

aproximadamente 2 grados menor en la escala Mercalli(54) que en Bariloche y 3 grados menor que en Potrerillos, confirmándose así el relativo bajo riesgo sísmico que le corresponde al sitio. Si se tiene en cuenta que por cada grado Mercalli de intensidad se duplica la agitación sísmica, es posible afirmar que, para igual tiempo medio, la agitación sísmica en la Sierra del Medio es casi ocho veces menor que en Potrerillos.

TIEMPOS MEDIOS (Tm) DE OCURRENCIA DE INTENSIDADES SISMICAS, EN LA REGION DE GASTRE-SIERRA DEL MEDIO COMPARACION CON BARILOCHE Y POTRERILLOS



(54) **La escala de Mercalli modificada**

I Ni se siente, salvo unas pocas personas en circunstancias favorables.
II Lo sienten pocas personas en estado de reposo. Oscilan los objetos delicados que están suspendidos.
III Se percibe notoriamente en lugares cerrados. Es posible que los vehículos detenidos se sacudan.
IV Se suele sentir en lugares cerrados y las personas que duermen se despiertan. Los vehículos se sacuden, las ventanas vibran.
V En general se siente. Se desprende parte del enlucido y se rompen platos y ventanas. Los relojes de péndulo se detienen.
VI Todos lo sienten; muchos se alarman. Se estropean chimeneas y enlucido. Se desplazan los muebles y muchos objetos se vuelcan.
VII Todos corren hacia el exterior. Se siente en los vehículos en movimiento. Daños estructurales moderados.
VIII Alarma general. Las estructuras endebles quedan muy afectadas. Caen paredes y muebles. Cambia el nivel de agua de los pozos.
IX Pánico. Las estructuras endebles quedan totalmente destruidas, amplios daños en estructuras bien construidas, cimientos y tuberías subterráneas. Aparecen fisuras y grietas en el suelo.
X Pánico. Sólo permanecen en pie las construcciones más fuertes. La tierra queda muy agrietada Se doblan las vías férreas y los ríos se desbordan.
XI Pánico. Quedan en pie muy pocos edificios. Anchas fisuras en el suelo. Se forman escarpas de falla. Las tuberías subterráneas quedan inutilizadas.
XII Pánico. Destrucción total. Se observan las ondas en el suelo y se distorsionan las líneas visuales y de nivel. Los objetos vuelan por los aires.

Si continuamos observando la figura realizada en base a los estudios del Instituto de Investigaciones Antisísmicas, podemos ver que la probabilidad de ocurrencia de un terremoto mediano en la zona de Sierra del Medio, por ejemplo, de grado 7 en la escala Mercalli, es menor a 1 en 100 000 años. Ese mismo terremoto tiene una probabilidad de ocurrencia de aproximadamente 1 en 300 años en Bariloche y de 1 en 120 años en la zona de Potrerillos.

Ahora bien, esa probabilidad de ocurrencia de 1 a 100.000 años para un terremoto en Sierra del Medio es equivalente a la probabilidad de ocurrencia del mismo sismo en Buenos Aires.

Para un terremoto destructivo de grado 8 en la escala Mercalli se estima una probabilidad de ocurrencia de 1 en 1 millón de años para Sierra del Medio o Buenos Aires, de 1 en 6 000 años para Bariloche y de 1 en 500 años para Potrerillos.

Como se puede apreciar no es imposible que ocurra un sismo de gran magnitud en Sierra del Medio o Buenos Aires, **pero es sumamente improbable que este fenómeno se produzca**.

Por supuesto que la ciudad de Buenos Aires sería casi totalmente destruida por un sismo de esta magnitud, morirían millones de personas. Sin embargo, los edificios y construcciones de Buenos Aires no fueron edificados de acuerdo a normas sísmicas. Por qué?, simplemente porque se consideran seguras las construcciones que tengan una probabilidad de colapsar de 1 en 100.000 o 1 en un millón de años.

Por último, si el repositorio estuviera construido en Sierra del Medio y estuviera totalmente lleno en su capacidad y hubiera un sismo de grado 7 a 8 en la zona -pese que la probabilidad de ocurrencia es remota- ¿qué ocurriría con la instalación?.

Todos estamos acostumbrados a escuchar que los edificios se derrumban después de un terremoto de grado 7 u 8, sin embargo nunca hemos oído hablar de que una mina en una formación rocosa cristalina, se haya destruido como consecuencia de un terremoto.

Normalmente en las zonas de elevada sismicidad donde existen requerimientos antisísmicos en la construcción, las especificaciones son más severas a medida que los edificios son más altos. Esto es debido, a que los efectos destructivos aumentan cuando más altas son las construcciones. Pero en nuestro caso tendríamos la instalación a 500 ó 600 metros de profundidad y aquí ocurre el efecto inverso. Es decir, que en sismo de grado 7 u 8 en Sierra del Medio no repercutirá de igual manera a la profundidad mencionada.

Además, los contenedores no están depositados directamente en los orificios en el piso de las galerías. El proyecto de ingeniería prevé colocar anillos de bentonita altamente compactada entre los contenedores y la pared de la roca. La bentonita que también cumple otras importantes funciones, ante un terremoto de grado 7 u 8, actuará como un material amortiguante por lo cual es poco probable que los contenedores sufran en su integridad. Por último la instalación fue adecuada por diseño a una contingencia como la descripta.

Otros de los temas que han sido mencionados es el caso de que Sudamérica pueda dividirse en dos a través de una megafractura.

En los últimos años se han publicado una serie de consideraciones sobre la denominada Megafractura de Gastre(55).

Al referirse específicamente a la Megafractura de Gastre, el Dr. Rapela menciona zonas del Triásico Superior, es decir, que se movieron hace más de 100 millones de años. De ello se deduce que por razones cronológicas, ninguno de esos fenómenos guarda relación, con los 1 000 años de la barrera de ingeniería ni con los 10 000 o 100 000 años necesarios para que la eventual llegada a la biosfera de infinitesimales cantidades de productos radiactivos, produjera en la población que habite el planeta dentro de 10 000 o 100 000 años, dosis de radiación inferiores a las que efectivamente va a recibir debido a la radiación natural.

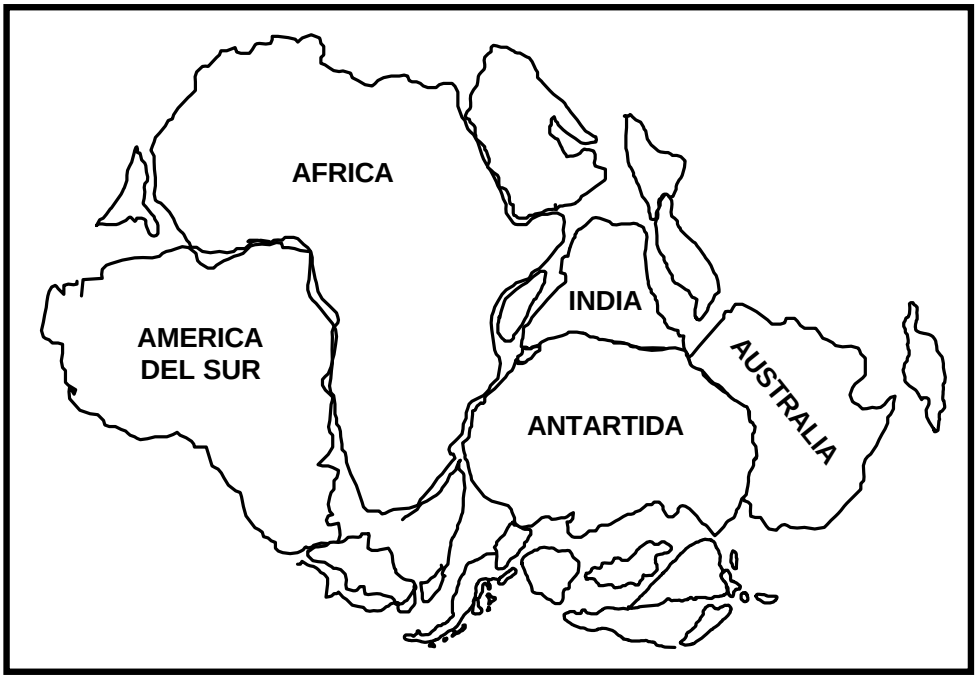
Los órdenes cronológicos con que se manejan los geólogos tienen una dimensión muy distinta, que a veces llevan al profano a confundirse. Cuando en geología se dice que un fenómeno es inminente, se habla de algunas decenas de millones de años, lapsos que nada tienen que ver con los períodos de vida humana.

EVOLUCION DEL HOMBRE	VIVIO HACE
Primeros Homínidos	**4 millones años**
Homo Erectus	**1,6 millones años**
Homo Sapiens Neanderthalensis	**200.000 años**
Homo Sapiens Sapiens	**30.000 años**
¿Cómo seremos dentro de 30 millones años?	

Si el género Homos tiene 1 600 000 años, el Homo Sapiens Neanderthalensis no pasa de 200 000 años de antigüedad y el Homo Sapiens Sapiens evolucionó hace unos 30 000 años y es el único antepasado del hombre totalmente moderno, evaluar un fenómeno con eventual influencia sobre el repositorio y que podría ocurrir dentro de 30 a 40 millones de años parece ser no prioritario, dado que de todos modos en esos órdenes del tiempo, las eventuales consecuencias radiológicas serían despreciables.

(55)C. W. Rapela El magmatismo GONDWANICO y la megafractura de Gastre. Presentado en el XI Congreso Geológico Argentino San Juan 1990.

Con respecto a los posibles movimientos de fracturación subcontinental derivados del desplazamiento de las placas, con un corte probable a través de la megafractura de Gastre, (ver croquis del Dr. Rapela), no existen indicios de ningún tipo que lleven a sospechar esa posible actividad dentro de los próximo 30 a 40 millones de años.



Croquis al utilizado por el Dr. RAPELA. Muestra las instancias iniciales de la separación de los continentes que se desmembran del supercontinente de Gondwana. Puede advertirse, de acuerdo a la teoría presentada por el Dr. RAPELA, en la parte inferior de Sudamérica el desplazamiento continental a partir de la megafalla de Gastre y la continuidad de ésta con la de Agnula-Malvinas, al sur de Africa.

Para clarificar al lector y presentar el tema en una escala comparable, digamos que existe en Africa un proceso de fracturación y desplazamiento de placas, entre la llamada “Placa africana” y la “Placa somalí”. En ella los fenómenos de magmatismo y fracturación son evidentes: ascenso de magma(56) (vulcanismo en todas sus variantes: lava, fumarolas(57), geyserismo(58), etc.), procesos de fallamiento activo: grietas(59) activas, salmueras, elementos ferruginosos ascendiendo por ellas, carbonatitas, etc.

(56) **Magma**: Flujo rocoso incandescente (a unos 1 000 °C) compuesto de óxidos y elementos volátiles que se encuentra en zonas más profundas de la corteza terrestre; puede ascender a la superficie o quedar aprisionado por movimientos de la corteza. En caso de llegar a la superficie, se habla de efusión, y si se solidifica dentro de la corteza, de intrusión; al ascender provoca el metamorfismo de las rocas con las que entra en contacto.

(57) **Fumarola**: Salida de gases y de vapor de agua (200-800°C) en volcanes activos.

(58) **Géiser**: Surtidores intermitentes de agua líquida mezclada con vapor de agua a una temperatura de 70 a 100º, procedentes de un fondo volcánico; los minerales disueltos en el agua quedan depositados alrededor de géiser a modo de escoria. Abundan sobre todo en Islandia, Nueva Zelandia y USA.

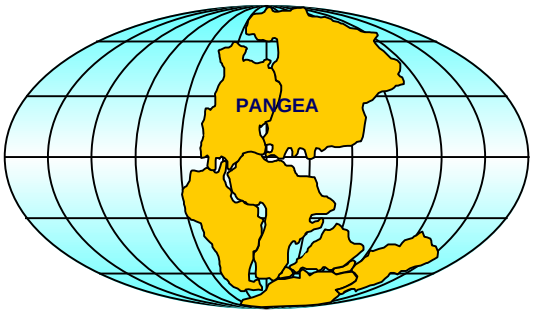
(59) **Grieta**: Abertura longitudinal en glaciares, en rocas, en el suelo, etc., cuya extensión puede ser muy variada. Según el proceso que las haya producido, se habla de grietas de contracción o retracción, de grietas de enfriamiento, de grietas de erupción, de grietas glaciares, de grietas sísmicas, etc. Las grietas de desecación (en terrenos arcillosos) se deben a la contracción de las capas superficiales (arcilla, limo) como consecuencia de la pérdida de agua; a menudo se hallan dispuestas en forma poligonal, sobre todo en los salares. Existen grietas de desecación fósiles. Las grietas de enfriamiento de las rocas magmáticas son consecuencia del enfriamiento del magma debido a tensiones superficiales y de la consiguiente reducción del volumen; con frecuencia se encuentran rellenas de filones metalíferos.

Pese a esa actividad evidente y asombrosa, este fenómeno viene desarrollándose desde hace 7 millones de años y está previsto que el desmembramiento de la placa somalí ocurrirá no antes de 30 millones de años.

Aún si se confirmara la teoría del Dr. Rapela, a las separaciones conocidas de los continentes que se desmembraron del supercontinente de Gondwana hace de esto 100 millones de años se le agregará una nueva

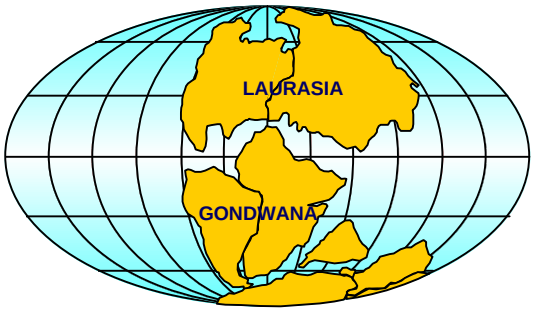
HACE 200 MILLONES DE AÑOS

PRACTICAMENTE TODA LA TIERRA FIRME DE NUESTRO PLANETA ESTABA CONTENIDA EN **PANGEA**, EL SUPER CONTINENTE ORIGINAL.



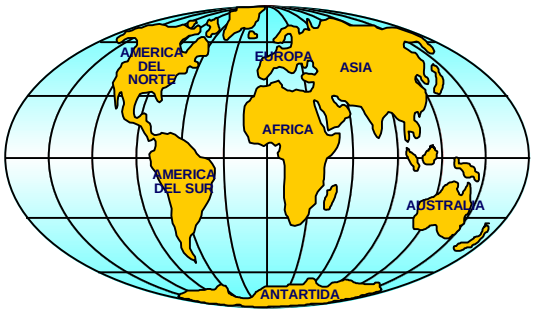
HACE 110 MILLONES DE AÑOS

PANGEA, SE DIVIDIO EN DOS CONTINENTES MAS PEQUEÑOS: **LAURASIA** Y **GONDWANA**, QUE A SU VEZ COMENZARON A SUBDIVIDIRSE.



HACE 0 MILLONES DE AÑOS

LOS CONTINENTES OCUPARON SU POSICION ACTUAL, AUNQUE SE SIGUEN DESPLAZANDO.



separación por la denominada Megafractura de Gastre, pero esto no podría ocurrir antes de 30 a 40 millones de años ya que allí todavía no comenzaron los fenómenos observados en Africa. En esos órdenes de tiempo si esto ocurre, desde el punto de vista de la seguridad radiológica del repositorio, no sería preocupante dado que la actividad residual sería despreciable.

Por último el lector seguramente se preguntará si habría algo capaz de afectar al Repositorio de manera grave. La respuesta es que si lo hay, pero su probabilidad de ocurrencia es muy baja.

La destrucción total de la barrera geológica podría ocurrir como consecuencia de la caída de un meteorito de grandes dimensiones (60) (10 km de diámetro).

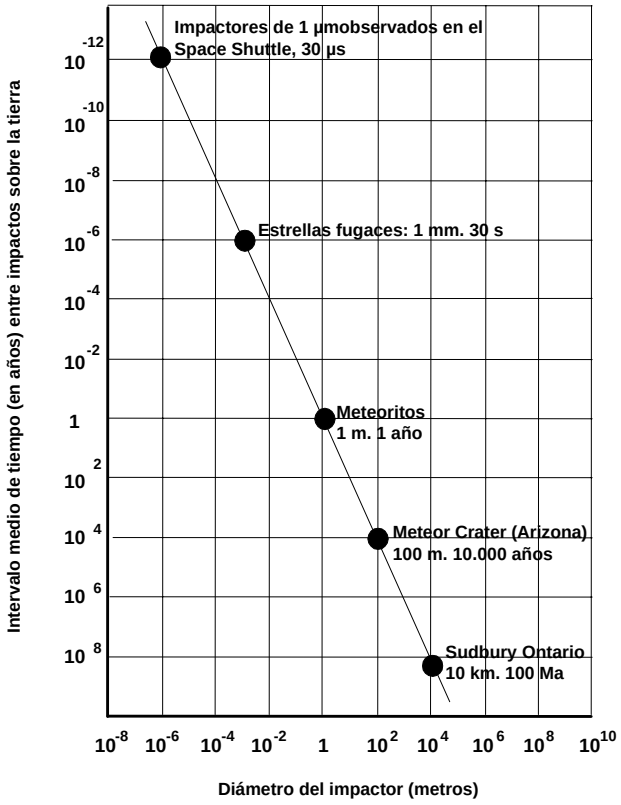
La caída de un meteorito de estas dimensiones no es algo frecuente, sin embargo un evento de esta naturaleza ocurrió hace 60 millones de años cuando impactó sobre la tierra un meteorito de esas características provocando terribles cataclismos y la desaparición de gran parte de las especies vivientes entre ellos los dinosaurios (61).

(60) **Impacto de un meteorito de 10 km sobre la tierra**

"Al tomar contacto con la superficie sólida de la Tierra y penetrar en el suelo el impactor se frena bruscamente, y se produce una gigantesca explosión, equivalente al estallido de unos 108 Megatones de TNT para el caso que estamos considerando (a título de comparación piense el lector que los arsenales nucleares de los Estados Unidos y la Ex Unión Soviética suman en conjunto menos de 105 Megatones). Poderosísimas ondas de choque pasan a través del bólido y de las rocas de la corteza en los alrededores del punto del impacto, fracturándolos y desmenuzándolos hasta reducirlos a una enorme cantidad de fragmentos de todo tamaño, desde grandes bloques de varios cientos de metros, hasta microscópicas partículas de polvo. Se forma así en pocos segundos una infernal caldera circular de más de 100 km de diámetro y varias decenas de km de profundidad donde bullen como una masa líquida trozos grandes y pequeños junto con el polvo, mezclados con gotas de roca fundida y vapores a enorme temperatura. Simultáneamente, el contenido de la caldera sale despedido con altísima velocidad hacia arriba y hacia los costados. En el lugar de la explosión queda un enorme hueco o cráter, cuyo diámetro es varias veces mayor que el del impactor. En el centro de la explosión, los vapores y el material calentado a altísima temperatura por las ondas de choque forman una monstruosa bola de fuego, semejante, aunque muchísimo mayor, a la producida por una explosión nuclear, y que se expande rápidamente. La intensísima radiación térmica de la bola de fuego incinera e incendia todo objeto expuesto a la misma, hasta 1 000 km de distancia de la explosión. La onda de choque que se propaga en la atmósfera a partir del punto de la explosión es de tal violencia que todo lo que se encuentra en un radio de un millar de km queda completamente arrasado. Detrás de la onda de expansión queda prácticamente un vacío, de modo que una vez atenuada la misma el aire que se precipita a llenar ese vacío produce un pavoroso ciclón. Los vientos huracanados avivan los incendios provocados por la radiación y se produce una dantesca tormenta de fuego, que devora un área del tamaño de un continente entero. En este holocausto será cremado todo ser viviente que no hubiera sido ya calcinado por la bola de fuego o despedazado por la onda expansiva. En la atmósfera recalentada por las ondas de choque se producen enormes cantidades de óxido de nitrógeno, hecho que tendrá letales consecuencias a más largo plazo, incluso años, opacando la atmósfera e interceptando los rayos solares. Además, el óxido de nitrógeno producido por la explosión se combina con el agua, produciendo enormes cantidades de ácido nítrico. Las consecuencias de lo ocurrido con la atmósfera son nefastas.
La Tierra queda sumida en una oscurísima y larga noche, debida a la opacidad del aire, cargado de polvo, hollín y espesas capas de nubes. Solo poco a poco, a medida que van descendiendo lentamente las partículas en suspensión, la luz del Sol podrá llegar de nuevo a la superficie de la Tierra. Se requieren varios años para que terminen de asentarse las partículas más finas y la atmósfera recupere su transparencia habitual. Mientras tanto, privadas de luz, la mayoría de las plantas habrán muerto.
El ácido nítrico que se ha formado en gran cantidad en la atmósfera desciende al suelo en forma de lluvia ácida. Se ha calculado que en los primeros meses llueve ácido nítrico prácticamente puro sobre el 10% del globo, y que otras mortíferas lluvias ácida azotan el resto del planeta. El pH de las capas superficiales de los océanos desciende a un nivel letal para el plankton".
Fuente: Julio GRATTON - El exterminio de los Dinosaurios - Revista Física Año VI Nº 12 - 1991.

(61) Ver: Luis N. ALVAREZ. Mass extinctions caused by large bolide impacts. Physics Today, July 1987

INTERVALO MEDIO DE TIEMPO ENTRE IMPACTOS DE OBJETOS DE DIFERENTE TAMAÑO. SE PUEDE OBSERVAR QUE LA PROBABILIDAD DE IMPACTOS DISMINUYE A MEDIDA QUE SE CONSIDERAN IMPACTORES DE MAYOR TAMAÑO



En la figura se representa el intervalo medio de tiempo entre colisiones de objetos de diferente tamaño con la tierra; se puede apreciar que los choques de objetos de gran tamaño son poco frecuentes (por ejemplo impactos de cuerpos de 100 m ocurrirán, término medio, una vez cada 10.000 años mientras que objetos de 10 km de tamaño ocurrirán cada 100 millones de años.

Para que un impacto de esta naturaleza destruyera las barreras geológicas y por ende el Repositorio en Sierra del Medio, hará falta no solamente que un cuerpo de estas dimensiones impactara sobre la tierra, sino que también impactara puntualmente sobre la Sierra del Medio.

Ya hemos dicho que hace 60 millones de años ocurrió un episodio de estas características, sin embargo en esa ocasión y pese a las terribles consecuencias que el impacto tuvo sobre el planeta la Sierra del Medio no fue afectada (dado que se ha mantenido estable en los últimos 215 millones de años).

Por supuesto que esto puede ocurrir **pero la probabilidad es extremadamente baja, estimada en una en 100 billones de años**.

En estas condiciones no debemos temer demasiado, las barreras de ingeniería actuarán en los primeros 1 000 años y luego de este tiempo cuando la cantidad de residuos de alta actividad remanentes sea mínimo, solo será necesario que la barrera geológica se mantenga estable por períodos comprendidos entre los 10 000 a los 100 000 años(62) es decir mucho menos que 100 billones de años.

Finalmente es obvio que si ocurriera el impacto de un meteorito de 10 km de diámetro las consecuencias para el planeta serían de tal magnitud que la destrucción del Repositorio no sería significativa en esas circunstancias.

Las barreras de ingeniería proyectadas garantizan un riesgo individual bajo. La barrera geológica, aún fallando (caso extremadamente improbable), no implicaría un riesgo significativo. Lo que hace la barrera geológica es garantizar reducir la dosis colectiva a valores muy bajos (una pequeña fracción de la dosis que hoy recibimos debido a la radiación natural).

Si nos preocupara solamente el riesgo individual, podríamos colocar los contenedores en cada esquina, en las plazas, como pedestal de un monumento y nadie que se abrace al contenedor o se siente arriba del mismo, estaría sometido a riesgos significativos.

El esfuerzo que se pone en garantizar un riesgo individual bajo, es independiente del número de personas que van a habitar en las proximidades del repositorio y eso debe ser así, porque ¿quién puede asegurar cuál va a ser la densidad de población que va a haber en los alrededores de la Sierra del Medio dentro de 1 000 o 10 000 años?.

La barrera geológica cumple la función de disminuir el riesgo colectivo que se provoca con el hecho de irradiar a dosis muy bajas a muchas generaciones. Aquí los tiempos involucrados son suficientes como para que esas infinitesimales cantidades de material radiactivo que después de 100 000 ó más años lleguen a la biosfera se distribuyan en todo el planeta. Esto mismo pasará en esas escalas de tiempo con todos los repositorios geológicos que se construyan para este fin, por lo cual todos los habitantes del planeta recibirán esa muy pequeña dosis adicional a la radiación natural.

(62) La barrera geológica solamente es necesaria para disminuir la dosis colectiva en la población del planeta. La barrera de ingeniería es suficiente para cumplir todas las normas y recomendaciones nacionales e internacionales.

Hay consenso internacional de bajar esa dosis tanto como sea posible y **es por eso que se utiliza la barrera geológica**.

El riesgo al cual van a estar sometidos los que vivan en el planeta dentro de 100.000 años, va a ser exactamente igual, independientemente de la ubicación de los repositorios en Argentina, Estados Unidos de América o China o donde hayan sido construidos.

El término “riesgo” en seguridad radiológica y nuclear tiene un definición matemática precisa (63). Sin embargo, el uso cotidiano de este término no se basa en esta definición. En este sentido debemos tener presente que la mayoría de las actividades y prácticas de los individuos y de la sociedad se hacen previendo los beneficios que se esperan de ellas y también reconociendo los costos y riesgos que traen consigo. Algunas actividades se consideran tan familiares y seguras que se presta poca atención a los efectos nocivos o a las posibilidades de accidente. En otras actividades y prácticas más peligrosas, no hay uniformidad en la evaluación, la comparación o la aceptabilidad del riesgo. La actitud que se adopta con respecto a un riesgo determinado varía de una persona a otra y de una sociedad a otra. Muchos factores influyen en la valuación que el individuo hace de los riesgos y beneficios y determinan sus actitudes personales. Algunos factores dependen del individuo, como sus antecedentes, conocimientos y emociones; otros son menos subjetivos, como el grado de control y el efecto del peligro en el estilo de vida.

El riesgo percibido por un individuo determinado resulta no sólo de la evaluación personal de la probabilidad de que un acontecimiento adverso ocurra en el futuro y de sus consecuencias probables, sino también de las características y la posición social del individuo.

Los grupos interesados que participan en los debates sobre riesgos son en general portavoces de instituciones, partidos políticos, sindicatos y otras organizaciones no gubernamentales. Ciertos grupos tienen puntos de vista que son pertinentes al debate sobre el riesgo, **pero otros utilizan el riesgo sólo como argumento para defender o promover posiciones más amplias (económicas o políticas)**, y las percepciones del riesgo se usan como un instrumento poderoso en el debate.

El siguiente cuadro compara los riesgos de muerte debido a un repositorio de las características descriptas con eventos naturales, hábitos humanos y accidentes.

(63)**Riesgo**: Probabilidad estadística de muerte .

RIESGO PROMEDIO ANUAL DE MUERTES POR EVENTOS NATURALES HABITOS HUMANOS Y ACCIDENTES CAUSADOS POR EL HOMBRE	
SUCESO	**PROBABILIDAD DE MUERTE POR AÑO**
FUMAR 20 CIGARRILLOS POR DIA	1/200
GRIPE	1/5 000
VIAJAR EN TRANSPORTE PUBLICO	1/10 000
CONCURRIR A UN ESTADIO DE FUTBOL	1/25 000
PRACTICA ALPINISMO	1/25 000
TOMAR PILDORA ANTICONCEPTIVA	1/50 000
TERREMOTO (California)	1/600 000
TRANSPORTE AEREO	1/10 000 000
CENTRAL NUCLEAR	1/10 000 000
(¤) REPOSITORIO RESIDUOS ALTA ACTIVIDAD(¤)	1/100 000 000 000 000

Fuente: Journal of the American Medical Association Vol. 244(II)-pag.1126-1128
(¤) Fuente: CNEA

En ocasión de recibir el premio “1996 Sievert Lecture” el Dr. Dan BENINSON(64)(65) entre otros conceptos expresó : *“Las fuentes de riesgo y el concepto de riesgo han sido estudiados en forma creciente durante los últimos años. La esencia del riesgo consiste en una combinación de la noción de pérdida con la de azar o probabilidad. La idea de azar es crucial: lo inevitable puede ser ciertamente desagradable pero al no tener carácter probabilístico no constituye un riesgo.*

Aun sin analizar los diferentes componentes del concepto de “pérdida”, debería reconocerse que el estar expuesto a riesgos no es algo necesariamente malo. Los logros de la vida moderna implican la exposición a varias fuentes de riesgo, y la evolución que se ha producido a través de la historia no hubiera sido posible sin los riesgos incurridos por nuestros antepasados.

Un tipo especial de riesgo, relacionado con nuestra discusión, está ejemplificado por las amenazas para la salud debidas a los bajos niveles de radiación y de concentración de sustancias químicas de origen natural o artificial. Este riesgo es muy difícil de analizar, no porque los efectos no sean conocidos sino, por el contrario, porque ellos son ya muy familiares y en los grupos expuestos sólo se manifiesta una frecuencia ligeramente incrementada de tales efectos.”

(64) En el marco del noveno Congreso de la “International Radiation Protection Association (IRPA) realizado en abril de 1996 el Dr. Dan BENINSON, Presidente del Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear recibió el premio “Sievert Lecture” en reconocimiento a sus meritorias contribuciones a la Protección Radiológica. El Dr. BENINSON fue asimismo Director de la Secretaría Científica del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) entre 1974 y 1979 y Presidente de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) entre 1983 y 1993.

(65) Riesgo de radiación a bajas dosis - Dan BENINSON - conferencia pronunciada en el 9º Congreso de la International Radiation Protection Association (IRPA) - Viena Austria - Abril 1996 - Reproducida por Seguridad Radiológica Nº 14 - Setiembre 1996.

CONCLUSIONES:

- El diseño de los elementos combustibles de las centrales nucleares Atucha I y Embalse no contempla mantenerlos almacenados en piletas por períodos que sobrepasen el medio siglo.
- La eliminación de residuos acondicionados en forma sólida, en formaciones geológicas profundas de características adecuadas, es una solución que representará para las generaciones presentes y futuras riesgos que no serán mayores que los riesgos de la vida diaria aceptados normalmente.
- El estado actual del conocimiento resulta suficiente para demostrar que los residuos generados por las centrales nucleares argentinas podrán ser eliminados en el país en forma segura.
- Las investigaciones realizadas en la Sierra del Medio fueron alentadoras y muestran aspectos apropiados para inferir que el lugar es apto para la instalación de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad. Los aspectos relevantes de las investigaciones realizadas relativas a la aptitud del macizo son los siguientes:

    1. La Sierra del Medio se aloja en una faja de la corteza que fue inestable durante el Jurásico y Cretácico entre 65 a 195 millones de años atrás. Desde entonces el pilar tectónico de la Sierra del Medio se ha comportado como un bloque rígido unitario, no estando aquella actividad tectónica representada por fenómenos detectables dentro del macizo rocoso migmatítico. Prueba de ello lo constituyen los diques ultrabásicos, que rellenan fracturas de la última generación o "póstumas", cuya datación por método Ar-K dio una antigüedad de 215$\pm$ 10 millones de años.
    2. Las sierras graníticas migmatíticas se han comportado en los últimos 200 millones de años como bloques rígidos.
    3. En el interior de la Sierra del Medio no se ha registrado actividad volcánica o ígnea de tipo alguno desde hace 215 millones de años.
    4. Los estudios realizados hasta la fecha han permitido establecer que las coladas volcánicas en la zona no han producido alteraciones en la Sierra del Medio y que las edades de las coladas determinadas mediante el método Ar-K están comprendidas entre 700 000 años y 3,3 millones de años.
    5. Las edades radimétricas mencionadas anteriormente han sido confirmadas con los valores determinados por paleomagnetismo.
    6. Los estudios de riesgo sísmico en el área de Gastre muestran que la probabilidad de ocurrencia de un sismo que pueda tener alguna consecuencia significativa en el repositorio es extremadamente baja. En efecto, la probabilidad de un sismo grado VII en la escala de Mercalli es de 1 en 100.000 años y la probabilidad de ocurrencia de un sismo grado VIII en la misma escala es menor que 1 en 1 000 000 de años.

- Los materiales seleccionados para el contenedor son adecuados para mantener aislados los residuos durante 1 000 años y para garantizar los requerimientos de protección radiológica durante su transporte y eliminación final.
- La inclusión de residuos en vidrios del tipo borosilicato es una tecnología conocida que ofrece suficientes datos experimentales como para asegurar tiempos de disolución de 10 000 años o más.
- Las hipótesis más pesimistas sobre el comportamiento de las barreras geológicas permiten asegurar que la misma provocará un retardo de la llegada de los residuos a la biosfera superior a los 100 000 años. El impacto radiológico en estas condiciones implicaría una dosis colectiva numéricamente igual a las que recibe la población mundial debido a la radiación natural durante 30 minutos.
- Desde hace mas de 20 años se estudian métodos de partición y transmutación para reducir los volúmenes de residuos de alta actividad. Al estado actual del conocimiento, si bien dichos métodos reducirían la cantidad de elementos radiactivos de larga vida, no permitirían su destrucción completa, por lo que de todas maneras la eliminación final en repositorios geológicos seguirá siendo necesaria aunque para volúmenes más reducidos.

EPILOGO

En un trabajo presentado en 1985(66), el Dr. Alvin M. Weinberg entre otras cosas dice *"La sociedad occidental ya se agotó una vez en estériles arremetidas contra quijotescos molinos de viento: la caza de brujas durante los siglos XIV al XVII. En este período tanto el público como las autoridades dieron por hecho que los accidentes, las epidemias y las malas cosechas eran causados por brujas. Para evitar tales calamidades se debía destruir a las brujas que las provocaban, por lo tanto fueron quemadas en la hoguera millones de personas inocentes acusadas de brujerías(67). Finalmente en el año 1610, el Inquisidor Antonio Salazar Frías cayó en cuenta que nunca se había probado la conexión causal entre brujas y catástrofes. Aunque no impidió que éstas fueran quemadas en la hoguera, prohibió el uso de la tortura para arrancar la confesión; la caza de brujas y el tormento en la hoguera declinaron rápidamente.*

Esta historia captura la esencia del dilema: la conexión causal entre las exposiciones a bajas dosis y los efectos deletéreos de éstas en la salud, es quizás tan difícil de probar como la relación entre las brujas y las cosechas fallidas. Que se haya permitido que esta cuestión genere expectativas sociales desmesuradas podría ser tan aberrante en esta época como lo fue la caza de brujas en la Edad Media. El oscurantismo en la sociedad occidental se esfumó después de varias centurias. Es de esperar que la moderna sociedad democrática recupere el sentido de la proporción más rápidamente y pueda manejar apropiadamente sus múltiples problemas, en lugar de malgastar energía en cuestiones intrínsecamente insolubles". (Dr. Alvin M. WEINBERG)

(66) Fuente: "Science and its Limits: The Regulators Dilemma" del Dr. Alvin M. WINBERG del Institute for Energy Analysis - Oak Ridge Associated Universities.
Trabajo presentado en el "Workshop on Risk Analysis in Developing Countries" celebrado en Hyderabad (India) en noviembre de 1985, Reproducido por Seguridad Radiológica Nº 3 Marzo 1991 - Revista de la Sociedad Argentina de Radioprotección.

(67)**Inquisión**. Institución creada por el papa Inocencio III (1198-1216), para acabar con la herejía de los albigenses.
Al ordenar a los obispos lombardos que entregasen a la justicia a los herejes que no se convirtieran, el Concilio de Verona (1183) estableció las bases de la Inquisición, que funcionó en el Languedoc (Francia) contra los albigenses y se extendió después a toda la cristiandad. El rasgo principal de dicha jurisdicción, que se aplicó igualmente a la represión de los delitos de apostasía, de brujería y de magia, consistía en el secreto más absoluto de la información judiciaria. Esta institución, que violaba abiertamente la libertad de conciencia, y era contraria al espíritu mismo del cristianismo, floreció particularmente en Italia y en España desde el siglo XIII, habiéndose hecho tristemente célebre en el mundo entero el nombre del dominico Tomás de Torquemada, Suprimida en España por Napoleón en 1808, fue restablecida de 1814 a 1834.

BIBLIOGRAFIA

1. Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad. Estudio de Factibilidad y Anteproyecto de Ingeniería.
   Informe publicado en 1990, comprende 45 volúmenes donde se describen las investigaciones realizadas. Se encuentra disponible en las Bibliotecas de la Comisión Nacional de Energía Atómica ((Centro Atómico Constituyentes, Centro Atómico Bariloche), Autoridad Regulatoria Nuclear (Sede Central, Centro Atómico Ezeiza), Biblioteca del Congreso de la Nación y Biblioteca del Parlamento de la Provincia del Chubut. También existe una serie técnica (CNEA Repo) que comprende 52 trabajos.

2. Riesgo de radiación a bajas dosis Dan BENINSON conferencia pronunciada en el 9º Congreso de la International Radiation Protection Association (IRPA) - Viena Austria - Abril 1996 - Reproducida por Seguridad Radiológica Nº 14 - Setiembre 1996.

3. Julio GRATTON
   El exterminio de los Dinosaurios - Revista Física Año VI Nº 12 - 1991

4. Dr. J.O. SNIHS
   Evacuación de desechos radiactivos - Principios y Normas Radiológicas - Boletín OIEA 4/1995

5. Principios y criterios técnicos de seguridad para la evacuación subterránea de desechos radiactivos de actividad alta - OIEA Colección Seguridad Nº 99 - 1990

6. Principios para la gestión de desechos radiactivos - OIEA Colección Seguridad Nº 111 - 1996.

7. The Oklo Phenomenon
   Proceedings of a Symposium, Libreville 23-27 june 1975. Organizado por OIEA.

8. Natural Fission Reactors
   Proceedings of a Tecnical Committee Meetings París 19-21 December 1977. Organizado por OIEA.

9. PERUCA, J.C., et. al.
   Proceedings del Simposio Internacional sobre Emplazamiento, Diseño y Construcción de Repositorios Subterráneos para Desechos Radiactivos IAEA, Hannover (Alemania), 1986.

Radiación, óxido nítrico y muerte celular

Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Michelin, S.C. y Gisone, P.A.

Presentado en: International Conference on Low Doses of Ionizing Radiation: Biological Effects and Regulatory Control, Sevilla, España, 17 al 21 de noviembre, 1997

RADIACIÓN, ÓXIDO NÍTRICO Y MUERTE CELULAR

Dubner, D.L.; Pérez, M. del R.; Michelin, S.C. y Gisone, P.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

RESUMEN

Los mecanismos de la muerte celular radioinducida constituyen un objetivo de investigación desde que los primeros efectos biológicos de las radiaciones fueron observados.

La explosión de información producida en los últimos 20 años necesita de un cuidadoso análisis debido a los aparentemente conflictivos datos, que en realidad no son tales ,sino que están en estrecha correlación con el sistema celular estudiado y el rango de dosis usado.

Esta revisión, focaliza la atención en el rol de las especies activas del oxígeno,en particular el Óxido Nítrico, en relación a su relevancia como potenciales mediadores de la muerte celular radioinducida.

MUERTE CELULAR

La muerte celular inducida por radiación ionizante ha sido extensamente estudiada tanto desde el punto de vista del tejido normal, como el de la respuesta tumoral .

Dos formas de muerte celular,genética, bioquímica y morfológicamente diferentes han sido reconocidas: la apoptosis y la necrosis,siendo su expresión dependiente no sólo del tipo de célula sino de la dosis de radiación. Dosis altas pueden causar la destrucción de células linfoides vía necrosis, mientras que dosis bajas inducen apoptosis [1]

La apoptosis o muerte celular programada es una forma genéticamente mediada de muerte celular en la cual la célula diseña y ejecuta el programa de su propia desaparición, en respuesta a estímulos externos e internos, cuya complejidad se está revelando recientemente. La necrosis es el resultado de un daño externo a la célula, que la lleva a un colapso metabólico,cuando la célula no puede mantener ya la homeostasis iónica, siendo un proceso pasivo, catabólico y degenerativo.

La capacidad de la radiación para inducir apoptosis ha sido bien documentada entre otras en células acinares de la glándula parótida, en timocitos, en células de la cripta intestinal y en linfocitos [2].

Debido a que la apoptosis implica un proceso regulado de degradación, ha sido postulado .que la señal de inducción de apoptosis luego de la irradiación se origina en el núcleo [3]. Estudios que muestran la capacidad de BrdUrd de incrementar la apoptosis radioinducida y al decaimiento del I^{125} en el DNA como inductor de apoptosis en células susceptibles, implican al daño en el DNA como disparador [1].

Sin embargo hay evidencias que el daño en la membrana puede inducir apoptosis. Estudios recientes han demostrado que la hidrólisis de la esfingomielina por rayos X lleva a la producción deun segundo mensajero lipídico -la ceramida- ,que contribuye a la respuesta apoptótica [4].

ESPECIES ACTIVAS DEL OXÍGENO

Las especies activas del oxígeno (EAO) con su capacidad de iniciar peroxidación en los lípidos de membrana, oxidación de proteínas, inactivación de sitios activos y rupturas de simple o doble cadena en la molécula de DNA, se constituyen en moléculas claves en el estudio de la muerte celular, tanto por necrosis como por apoptosis.

El stress oxidativo, que describe un desbalance entre la producción y la remoción de EAO ha sido propuesto como un mediador de apoptosis [5]. De hecho, la radiación ionizante genera por radiólisis del agua uno de las especies mas activas, el radical hidroxilo (OH).

Varias clases de moléculas han sido propuestas como potenciales blancos del stress oxidativo en la apoptosis [6]:

a) Factores de transcripción sensibles al estado redox de la célula podrían contribuir a la regulación de los genes involucrados en la apoptosis (c-myc , bcl-2, p-53) [2]

b) La regulación redox de moléculas involucradas en la homeostasis del calcio pueden llevar al incremento sostenido de calcio intracelular que ha sido asociado con la apoptosis [7]

c) Un stress oxidativo moderado induce un incremento en la proteolisis concordante con la observación de una incrementada proteolisis durante la apoptosis y con los estudios genéticos que ligan a la enzima convertidora interleukina-1- (ICE) de la familia de las cistein-proteasas al mecanismo de apoptosis [8].

ÓXIDO NÍTRICO

Entre las EAO, el óxido nítrico (NO), nombrada la molécula del año en 1992 por Science, [9] merece un enfoque especial por su caracter de mensajero biológico involucrado en una variedad de estados fisiológicos y patológicos.

Es producido por una variedad de células, incluyendo endotelio vascular, neuronas, células musculares lisas, macrófagos, neutrófilos, plaquetas y endotelio pulmonar. Es sintetizado por la óxido nítrico sintasa (NOS) a partir del aminoácido L-arginina y se han identificado tres genes NOS: neuronal (n NOS), endotelial (e NOS) e inmunológica o inducible (i NOS), de acuerdo al tejido en el cual fueron primero clonados.

Existen ahora evidencias que demuestran que el NO causa necrosis o apoptosis en una variedad de tipos celulares. La exposición sostenida a bajos niveles de $NO^{\cdot}$ causa apoptosis, mientras que la exposición aguda a concentraciones altas, resulta en la muerte celular por necrosis [10].

Como media el NO sus efectos tóxicos?

Numerosas evidencias sugieren que gran parte del daño inducido por el NO puede deberse a la generación de peroxinitrito ($ONOO^{-}$), producto de la reacción del $NO^{\cdot}$ con el anión superóxido ($O_2^{\cdot -}$), generado en varias vías del metabolismo celular [11].

Cuidadosos estudios *in vitro* han demostrado que en algunos sistemas, el peroxinitrito es un potente inhibidor de la actividad de la aconitasa, no así el NO [12]. En forma similar, mientras el $NO^{\cdot}$ causa una inhibición reversible de las enzimas mitocondriales, la acción del peroxinitrito causa la inhibición permanente de la función mitocondrial [13].

El daño al DNA puede ser central al efecto citotóxico. El daño por NO y fundamentalmente por peroxinitrito ocurre a través de la deaminación, nitración e hidroxilación de las bases, así como por ruptura de las cadenas [14].

La fragmentación del DNA estimula la actividad de la poli-ADPribosil sintetasa (PARS). Esta enzima cataliza la unión de unidades de ADP-ribosa a proteínas nucleares tales como la histona y a la PARS en sí misma. Por cada molécula de ADP-ribosa transferida, una molécula de NAD es consumida y su subsecuente regeneración consume cuatro moléculas de ATP.

Dado quela PARS es una enzima nuclear abundante y que el NO además actúa sobre la cadena mitococondrial de transporte de electrones, su activación lleva a una rápida depleción de los depósitos de energía y a la muerte celular [15].

Clarificar el rol del NO en la muerte celular radioinducida requiere estudios de la respuesta en los diferentes tipos de células.

En macrófagos peritoneales obtenidos de ratones irradiados con bajas dosis (4 cGy) de radiación gamma, ha sido reportado un aumento de la producción de NO y de la actividad citolítica, aunque bajas dosis de irradiación *in vitro* no los activaban [16]. Los mismos autores, trabajando *in vitro* con dosis altas (6Gy) encontraron que la irradiación gamma aumentó la expresión de la i-NOS y la producción de NO, sugiriendo que el aumento es atribuible a rupturas en el DNA directamente por los rayos gamma e indirectamente a través de la formación de EAO,˙pero no a la oxidación de la membrana celular. [17]

Es bien conocido la radiosensibilidad de las células del sistema nervioso central (SNC) en desarrollo. Horas después de una irradiación total o cefálica con una dosis de 0,25 Gy, a una tasa de dosis de 0,2 Gy/min, ya es posible observar precursores en diferentes estadíos de la muerte por apoptosis [18]. Numerosos trabajos demuestran la participación del NO en la muerte neuronal en diferentes desórdenes neurodegenarativos [19].

Por otra parte en células exquisitamente radiosensibles como son linfocitos y timocitos,que mueren por apoptosis en un período de horas luego de una exposición aun a bajas dosis, no se ha demostrado hasta el momento una participación del NO.

Siendo el NO por sus características una molécula que estimula nuestra imaginación, su rol en la muerte celular radioinducida, es un desafío mas que queda planteado.

REFERENCIAS

1- OLIVE, P., DURAND, R: Apoptosis: an indicator of radiosensitivity in vitro Int. J. Radiat. Biol., **71** (1997) 695-707.

2- BLANK, K.R., RUDOLTZ, M., KAO, G., MUSCHEL, R., McKENNA, W., The molecular regulation of apoptosis and implications for radiation oncology, Int. J. Radiat. Biol.**, 71** (1997) 455-466.

3- SZUMIEL, I: Ionizing radiation-induced cell death. Int.J. Radiat. Biol., **66**, (1994) 329-341

4- HAMOVITZ-FRIEDMAN, A., CHU-CHENG, K., FUKS, Z:, KOLESNICK, R: Ionizing radiation acts on cellular membranes to generate ceramide and initiate apoptosis. J. Exp. Med., **180**, (1994) 525-535.

5- BUTTKE, T., SANDSTROM, P., Oxidative stress as a mediator of apoptosis. Immunol. Today, **15**, (1994) 7-10.

6- BRIEHL,M., BAKER,A. Modulation of the antioxidant defence as a factor in apoptosis. Death and Differentiation, **3**, (1996) 63-70.

7- RICHTER, C., Pro-oxidants and mitochondrial Ca, their relationship to apoptosis and oncogenesis. FEBBS Letts., **325**, (1993) 104-107.

8- SLATER, A., NOBEL, S., van den DOBBELSTEEN, D., ORRENIUS, S., Signalling mechanisms and oxidative stress in apoptosis. Toxicol. Lett., **82/83**, (1995) 149-153.

9- KOSHLAND, D:, The molecule of the year. Science**, 258**, (1992) 1268.

10- BONFOCO,E., KRAINC, D., NICOTERA,P., LIPTON, S:, Apoptosis and necrosis: Two distinct events induced, respectively, by mild and intense insults with NMDA or nitric oxide/superoxide in cortical cell culture. Proc. Natl. Acad. Sci. USA , **92**, (1995) 7162- 7166.

11- DAWSON, V., DAWSON, T., Free radicals and neuronal cell death. Death and Differentiation, **3** (1996) 71-78.

12- CASTRO, L., RODRIGUEZ, M., RADI, R., Aconitase is readily inactivated by peroxinitrite, but not by its precursor, nitric oxide. J. Biol. Chem., **269**, (1994) 29409-29415.

13- BOLANOS, J., HEALES, S., LAND, J.,CLARK, J., Effect of peroxynitrite on the mitochondrial respiratory chain: Differential susceptibility of neurones and astrocytes in primary culture. J. Neurochem., **64**, (1995) 1965-1972.

14- TAMIR, S., BURNEY, S.,TANNENBAUM, S., DNA damage by Nitric Oxide. Chem. Res. Toxicol., **9**, (1996) 821-827.

15- SZABO, C., DNA strand breakage and activation of poly-ADP ribosyltransferase:a cytotoxic pathway triggered by peroxynitrite. Free. Radic. Biol. Med., **21**, (1996) 855-869.

16- IBUKI, Y., GOTO, R., Augmentation of NO production and cytolytic activity of macrophages obtained from mice irradiated with a low dose of gamma-rays. J. Radiat. Res., **36**, (1995) 209-220.

17- IBUKI, Y.,GOTO, R., Enhancement of NO production from resident peritoneal macrophages by in vitro gamma irradiation and its relationship to reactive oxygen intermadiates. Free Radic. Biol. Med **22**, (1997) 1029-1035.

18- GUENEAU, G., BAILLE-LE CROM, V., COURT, l., SABATTIER, R., Effets des rayonnements ionisants sur le système nerveux central endéveloppement: aspects neurohistologiques. Effets Tératogènes des Rayonnements Ionisants. EDF- Comité de radioprotection N°6 1990, 29-33.

19- The Neurobiology of NO and $OH^{\cdot}$. Annals of the New york Academy of Science, Volume**738**, 471 págs.

Analysis of the Whole Body Monitoring Data in a Case of Accidental Inhalation of ^{60}Co Aerosols

Gómez Parada, I.M. and Rojo A.M.

Presentado en: Workshop Intakes of Radionuclides,
Avignon, Francia, 15 al 18 de setiembre, 1997

ANALYSIS OF THE WHOLE BODY MONITORING DATA IN A CASE OF ACCIDENTAL INHALATION OF ^{60}Co AEROSOLS

Gómez Parada, I.M. and Rojo A.M.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

Three workers became internally contaminated with ^{60}Co during their routine work in the radioisotope production facility in the Ezeiza Atomic Centre (Buenos Aires - Argentina). The three cases were followed up with "in vivo" whole-body measurements for more than 500 days. The monitoring data were analysed using the ICRP 30 and ICRP 66 respiratory tract models together with the systemic retention described by the ICRP 30 model for cobalt. The parameters used in the assessment were selected taking into account the fitness to "in vivo" data. The dose coefficients obtained with both respiratory tract models were compared and site - specific ALIs were calculated. The inhalation dose coefficient, E(50), calculated using ICRP 66 resulted to be lower than that calculated using the ICRP 30 model. Accordingly, for this specific area, the ALI obtained from ICRP 66 is more permissive than that obtained from ICRP 30

INTRODUCTION

In the present, the International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommends the use of site - specific information for setting ALIs when adequate data are available.

This paper discusses the use of bioassay data for selecting the most appropriate parameters for a given workplace.

Three workers became internally contaminated with ^{60}Co during their routine work in the radioisotope production facility in the Ezeiza Atomic Centre (Buenos Aires - Argentina).

The incident was discovered during a routine whole body monitoring. The three cases were followed up with "in vivo" whole - body measurements for more than 500 days [1] in order to estimate the corresponding intakes and internal doses due to the incident.

The data were analysed using the two respiratory tract models published by the ICRP (Publication 30[2] and Publication 66[3]). The systemic retention was described by the ICRP 30 model for cobalt.

The parameters needed for the assessment were unknown and were selected taking into account the fitness to "in vivo" data.

The dose coefficients obtained with both respiratory tract models are compared and site - specific ALIs were calculated.

METHODS

The interpretation of whole body monitoring data was carried out using two software packages:

a) The computer program LUDEP (LUng Dose Evaluation Programme), version 2.02[4], which implements the model structure and parameter values recommended by ICRP Publication 66

b) The commercial software CINDY (Code for INternal DosimetrY) - version 1.4, available from Canberra Nuclear, Meriden, Connecticut - which uses the respiratory tract model given in ICRP Publication 30.

In both internal dosimetry computer programs the systemic retention was described by the ICRP 30 model for cobalt.

As specific workplace data were not available, the parameters used in the assessment were selected taking into account the best fit to "in vivo" data after repeated fitting processes with different AMAD values and solubility compositions. The selected parameters are compatible with the known working conditions of the radioisotope production facility where the incident occurred.

The theoretical whole body retention curves, that were obtained using both internal dosimetry computer programs were fit to the whole body measurement data using the unweigthed least squares fitting technique.

The activity median aerodynamic diameter (AMAD) was fixed in 3μm and the clearance type that gave the best fit was a mixture of 20 % type M (Moderate) and 80 % type S (Slow), according to the ICRP Publication 66 and, in the case of the ICRP Publication 30 classification, inhalation class corresponds to 20 % class W (Week) and 80 % class Y (Year).

When the ICRP 30 model was used, the dose coefficients were based on the tissue weighting factors (w_T) given by the ICRP 26 [5], while, when the new lung model was used, the w_T were those given by ICRP 60 [6]. Both specific ALIs were based on the 0.02 Sv annual limit on effective dose.

RESULTS

Comparison of both respiratory tract model predictions with measured data for the three workers are shown in Figure 1. It indicates that the ICRP models are reasonably accurate predictors of whole body retention.

The corresponding estimation of intakes are shown in Table 1.

The dose coefficient resulting from the ICRP 66 model was 2.0E-08 Sv/Bq, and when the ICRP 30 model was used 2.5E-08 Sv/Bq was obtained. Comparing as a simple ratio the inhalation dose coefficients E(50) calculated with publication 66 to those calculated using publication 30 we obtained 0.8, that gives a reasonable agreement with the ICRP Publication 68 [7] predictions.

The site-specific ALI obtained was 1.0E+06 Bq according to ICRP 66 model, while, when the ICRP 30 model was applied this value was 8.0E+05 Bq.

CONCLUSIONS

The inhalation dose coefficient, E(50), calculated using ICRP Publication 66 is lower than that calculated using the Publication 30 model.

The predominating factor for this result is the lower overall deposition, especially in the AI region, due to the introduction of the Publication 66 deposition model. This results in both lower equivalent lung dose, and also lower uptake, since for the predominantly type S materials most of the absorption to blood results from this region.

According to this comparison, the specific Annual Limits on Intake obtained from the new ICRP Publication 66 is more permissive than that obtained from ICRP Publication 30.

REFERENCES

1. Righetti, M., Gomez Parada, I. and Bertelli, L. *Study of Retention of ^{60} Co inhalation.* First Regional Congress on Radiological Protection and Nuclear Safety Buenos Aires, October 1991.

2. International Commission on Radiological Protection. *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers.* ICRP Publication 30 Part 1: Ann. ICRP **2** (3-4) (Oxford: Pergamon Press) (1979).

3. International Commission on Radiological Protection. *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection.* ICRP Publication 66 Ann. ICRP **24** (1-3) (Oxford: Pergamon Press) (1994).

4. Jarvis, N.S., Birchall, A., James, A.C., Bailey, M.R. and Dorrian, M.D. *Personal Computer Program for Calculating Internal Doses Using the New ICRP Respiratory Tract Model: LUDEP 2.02* NRPB-SR264 (1996).

5. International Commission on Radiological Protection. *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection* Publication 26 (Oxford: Pergamon) Ann. ICRP **1** (3) (1977).

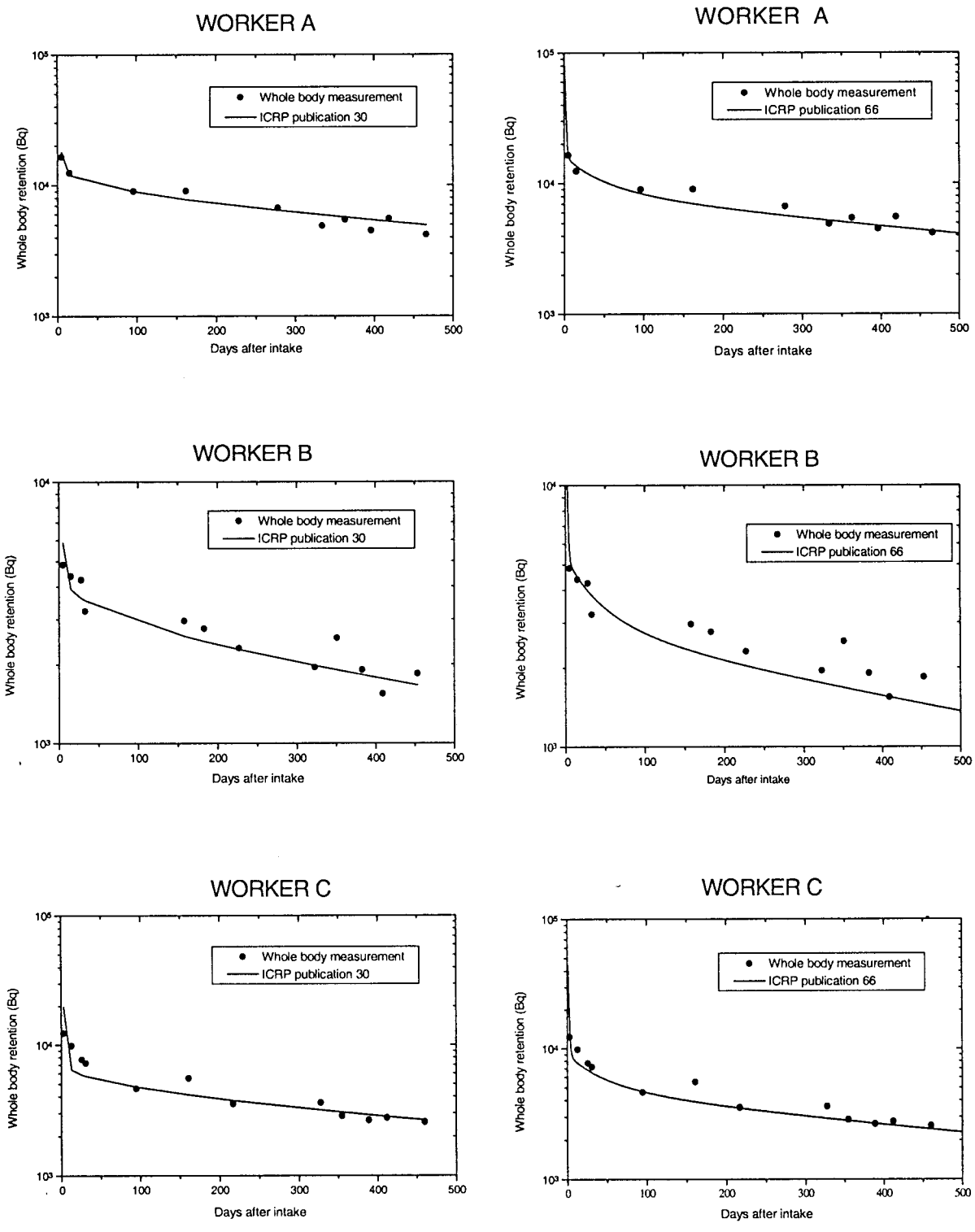
6. International Commission on Radiological Protection. *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection* Publication 60 (Oxford: Pergamon) Ann. ICRP **21** (1-3) (1991a).

7. International Commission on Radiological Protection. *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers.* ICRP Publication 68 Ann. ICRP **24** (4) (Oxford: Pergamon Press) (1994).

Table 1. Estimation of intakes as predicted by the ICRP respiratory tract models

ESTIMATION OF INTAKES		
	ICRP 66	ICRP 30
worker A	1.6E+05 Bq	1.3E+05 Bq
worker B	5.3E+04 Bq	4.4E+04 Bq
worker C	9.0E+04 Bq	5.8E+04 Bq

Figure 1. Whole body measurement data of workers A, B, and C and theoretical curves plotted according to the ICRP models.



El oncogen c-erbB-2 (neu/HER-2) y su expresión en el cáncer de mama humano

Michelin, S.C. y Mayo, J.

Publicado en: Revista Latinoamericana de Mastología, Vol. 2, Nº 3, pp. 181-190, 1997

EL ONCOGEN c-erbB-2 (neu/HER-2) Y SU EXPRESIÓN EN EL CÁNCER DE MAMA HUMANO

Michelin, S.C. * y Mayo, J. **

* Autoridad Regulatoria Nuclear
** Comisión Nacional de Energía Atómica

Argentina

RESUMEN

El cáncer de mama continúa siendo una de las principales causas de muerte por cáncer entre las mujeres y representa un importante desafío para el desarrollo de nuevos protocolos terapéuticos.

La amplificación y/o sobreexpresión del oncogen c-erbB-2 ocurre en apróximadamente el 30 % de las neoplasias mamarias y de ovario y se lo correlacionó con un pobre pronóstico. Diversos estudios han demostrado la sobreexpresión en tumores de pulmón, tracto gastrointestinal, colon, vejiga, etc.

Este gen conocido también como neu o HER/2, fue aislado inicialmente de neuroblastomas inducidos en ratas por un agente químico y codifica una proteína con actividad de tirosin kinasa.

Dado que el producto del gen es un receptor de membrana, se están realizando numerosos estudios con anticuerpos monoclonales con fines terapéuticos.

En este trabajo se resume, el estado actual del conocimiento sobre este oncogen y su posible participación en el mecanismo de transformación neoplásica.

ABSTRACT

Breast cancer continues to be one of the leading causes of death from cancer among women and represents the most serious challenge to therapeutic control

Amplification and overexpression of the c-erbB-2 proto-oncoogene occurs in as many as 30 % of all breast cancers and has been correlated with lymph node metastasis and poor prognosis in breast cancer patients

This gene known as neu, HER-2 or c-erbB-2, is among those most frequently altered in human cancer. It was first identified as a transforming gene activated in chemically induced rat neuroectodermal tumors.

Early clinical studies linked changes in erbB-2 expression and gene copy number to several human cancer, notably breast, ovarian and gastric cancer. Owing to its accesible location at the cell surface, erbB-2 is now under intensive scrutiny as a therapeutic target. In this review we will summarize the involvement of the c-erbB-2 gene in tumorigenesis

KEY WORDS

breast cancer - c-erbB-2/neu/HER-2 - oncogene.

INTRODUCCIÓN

El cáncer de mama, es el más frecuente en las mujeres y la segunda causa de muerte por cáncer luego del de pulmón. Se estima que en la próxima década afectará, a cinco millones en todo el mundo. La incidencia aumenta alrededor de un 1 % por año tanto en los paises en vía de desarrollo como en los industrializados. Pese al incremento en la incidencia, en Estados Unidos y en diversos paises de Europa, la tasa de mortalidad se ha mantenido constante o con una ligera disminución, lo cual refleja la importancia de la detección precoz y de los avances en los métodos terapéuticos.

La American Cáncer Society había estimado que en el año 1996, 1.360.000 americanos desarrollarían algún tipo de cáncer, de los cuales el 40 % morirían, convirtiéndose en la segunda causa de muerte luego de las enfermedades cardiovasculares. Se prevé que dentro de algunas décadas, el cáncer pasaría a ser la primer causa de muerte (1,2).

En la tabla 1 se muestran las cantidades estimadas de nuevos casos de cáncer y muertes para el año 1996 en Estados Unidos (2,3).

Durante la última década se han acumulado evidencias, confirmando que el desarrollo de una neoplasia es el resultado de mutaciones genéticas sucesivas, lo cual se ha convertido en un dogma central de la biología tumoral.

Estos cambios generan alteraciones del comportamiento celular, como inmortalización, pérdida de la inhibición por contacto, desdiferenciación, inhibición de la apoptosis, etc. A nivel tisular, el foco de células tumorales evita el proceso de vigilancia inmunológica y las limitaciones al crecimiento impuestas por las células vecinas normales, además de favorecer la angiogénesis (4,5).

Para el cáncer de mama, algunos de los genes involucrados en estos cambios están siendo identificados y localizados a nivel subcromosómico (5).

Las neoplasias mamarias se desarrollan luego de un largo periodo preclínico, que puede ser mayor de 10 años. Durante este tiempo existe una progresión hacia un estado preneoplásico (hiperplasia atípica), neoplásico (carcinoma “in situ”) y en algunos casos ocurre una transformación en cáncer invasivo, con capacidad para diseminarse hacia los nódulos linfáticos y establecer metástasis.

Los cánceres de mama se dividen en dos grandes grupos: los infiltrantes o invasivos que representan el 70 % y los no invasivos.

En los primeros, las células infiltran la membrana basal y comienzan el proceso metastásico alcanzando los nódulos linfáticos regionales y posteriormente otras regiones del organismo. El más frecuente es el carcinoma ductal infiltrante. Los otros subtipos invasivos, incluyen los carcinomas lobulares, medulares, mucinosos, papilares y tubulares.

En los no invasivos no existe infiltración de la membrana basal. Los dos subtipos mas frecuentes son los carcinomas ductales “in situ” y los carcinomas lobulares “in situ”.

Dentro de cada uno de estos subgrupos otros tipos histológicos se presentan con baja frecuencia. Existen además, lesiones hiperplásicas benignas que poseen algunas de las características de un carcinoma “in situ”. Estas lesiones son propuestas como estadios preneoplásicos con una elevada probabilidad de convertirse en malignas, especialmente en mujeres con antecedentes familiares de cáncer de mama (3).

Estudios en animales y datos epidemiológicos en humanos sugieren como evento inicial una mutación producida por agentes físicos y/o químicos que puede ocurrir en la pubertad o ser hereditaria (6).

Entre los factores de riesgo, la exposición reiterada a las radiacioenes ionizantes de los epitelios mamarios inmaduros para estudios diagnósticos o tratamientos con rayos X, (escoliosis,

mujeres jóvenes con tuberculosis, o con enfermedad de Hodgkin etc), aumenta la probabilidad desarrollar un carcinoma mamario en los 10 a 20 años posteriores (7-9). Esto fue confirmado en los siguientes casos: a) sobrevivientes a las bombas atómicas (10), b) luego de repetidas fluoroscopias de tórax (11), c) luego de irradiaciones por mastitis post parto (12), d) en algunos casos, en la mama opuesta a la que presenta el tumor luego de irradiaciones terapéuticas (13), e) en mujeres que trabajan regularmente en compañías aéreas realizando vuelos intercontinentales (14).

Los antecedentes familiares de neoplasias mamarias se han considerado como un factor de riesgo importante contribuyendo con apróximadamente el 10 % de los casos (6,15).

La posibilidad de desarrollar un cáncer de mama se incrementa cuando existe una predisposición familiar a desarrollar esta neoplasia. El riesgo en la hija aumenta 2 a 3 veces o más cuando en la madre aparece durante la premenopausia. Si en la madre la neoplasia es bilateral el riesgo es 5 veces mayor y 9 a 10 veces si ademas aparece antes de la menopausia. Para mujeres cuya hermana y madre desarrollaron un carcinoam mamario, el riesgo aumenta de 10 a 14 veces principalmente si en alguna de ellas apareció tempranamente. Aunque algunos autores no coinciden totalmente con estos resultados, en general se demostró que la aparición del tumor en las hijas se produce a una edad más temprana que en la madre (16).

Factores pronósticos con significado clínico

El avance en los métodos de diagnóstico por imágenes permite una detección cada vez mas precoz del cancer de mama. Si bien, los tumores que llegan al oncólogo están en los distintos estadios, dependiendo del nivel económico-cultural de la población, gran parte de ellos presentan estadios I y II.

El incentivo actual para desarrollar mejores marcadores moleculares se basa en la necesidad de identificar tumores que respondan o no a la quimioterapia tradicional, terapia hormonal y radiante así como pacientes con bajo, intermedio o elevado riesgo de mortalidad o metástasis.

Existen indicadores clínicos con mayor o menor valor pronóstico, que determinan el nivel de riesgo de recidiva y mortalidad temprana como ser: tamaño del tumor, presencia de nódulos linfáticos, grado del tumor, estado pre o post menopáusico, presencia de receptores estrogénicos y de progesterona, ploidia, fracción de células en fase S, concentración de catepsina D, etc. Entre los indicadores que están siendo evaluados figuran: la amplificación y sobreexpresión del oncogen c-erbB-2, la amplificación del oncogen c-myc, el factor de crecimiento epidérmico, etc.(6).

Con respecto a los factores pronósticos ya utilizados, la presencia de receptores estrogénicos ha sido establecido desde hace casi 2 décadas.

Apróximadamente el 50 % de los pacientes presentan estos receptores y tienen, en general, mayor sobrevida dado que responden mejor a la terapia hormonal que aquellos que no lo tienen. Sin embargo no existe una estrecha correlación entre la presencia del receptor y el resultado positivo a una terapia hormonal.

Algunos pacientes con receptores estrogénicos positivos no responden a este tipo de terapia, presumiblemente porque el receptor no es funcional. Se han encontrado alteraciones en los mecanismos de procesamiento del ARNm que originan receptores truncados o con deleciones internas confiriendo resistencia a la terapia endócrina (17).

Se comprobó que el tamoxifen se une solamente a uno de los dominios (AF2 en el extremo carboxi terminal) del receptor ejerciendo un efecto antiestrogénico parcial, por lo tanto la acción de los estrógenos no es inhibida totalmente y el tumor continúa su desarrollo (17,18).

Nuevas técnicas moleculares tales como la polimerización en cadena (PCR), geles de retardo u otros ensayos, pueden ser utilizadas para detectar mutantes de receptores estrogénicos y medir la capacidad de unión del receptor a su ligando o al ADN caracterizando así su funcionalidad.

Esto aportará información adicional para identificar pacientes que respondan mejor a terapias hormonales (6).

Entre las alteraciones moleculares que acompañan la evolución hacia un carcinoma, la sobrexpresión del mRNA de la ciclina D se observó en un elevado número de tumores , lo cual permite diferenciar “in situ”, lesiones benignas y premalignas de carcinomas (19). Por otra parte, la alteración de los receptores de la familia de las tirosin-kinasas en diversos tipos de neoplasias sugiere una importante participación de los mismos en el mecanismo tumoral.

El oncogén c-erbB-2 es uno de los genes que codifican a estos receptores y esta amplificado y/o sobreexpresado en el 20-30 % de los cánceres de mama.

Esta sobreexpresión esta asociada a un mal pronóstico (20-23) y en algunos casos va acompañada por la liberación al medio exterior de la fracción extracelular del receptor. Mediante el uso de anticuerpos monoclonales fue posible detectarla en el sobrenadante de cultivos celulares que sobreexpresan este encogén o en el plasma de ratones portadores de tumores de mama con sobreexpresión del mismo.

Si bien aún existen discrepancias con los resultados de esta determinación, la estandarización de las técnicas posibilitará una mayor reproducibilidad y su probable implementación como un nuevo marcador (24-27).

Junto a estos marcadores se están estudiando otros oncogenes (ras, myc) o factores de crecimiento que no serán tratados en este trabajo.

EL ONCOGEN c-erbB-2 COMO NUEVO MARCADOR

Descubrimiento, estructura y función del encogén c-erbB-2

El estudio de los oncogenes virales y de las proteinas que codifican, posibilitó el hallazgo de genes similares en el genoma de células normales y neoplásicas humanas.

La secuencia aminoacidica de la proteina codificada por el oncogen del virus de la eritroblastosis aviar, denominado v-erb-B, coincide en parte con la región transmembrana y el dominio intracelular del receptor para el factor de crecimiento epidérmico (28,29) y con el receptor codificado por el oncogen neu. Este oncogen fue aislado de neuro y glioblastomas de rata inducidos por etil y metilnitrosourea. Un gen similar al v-erb-B, el c-erbB, fue clonado de neoplasias humanas, comprobándose una estrecha homología con el oncogen neu . (30,31).

En forma independiente otros grupos hallaron genes relacionados al v-erb-B que llamaron HER-2 (29,32,33).

Estudios posteriores de secuenciación y mapeo cromosómico indicaron que, neu, HER-2 y c-erbB-2 representan el mismo gen (20,31,34) y comparten secuencias homólogas con el que codifica al receptor del factor de crecimiento epidérmico.

Posterirmente se hallaron otros genes con relativa homología al c-erbB-2, el HER-3/c-erbB-3, se expresa en tejidos normales de origen epitelial, observándose un incremento de la transcripción en líneas celulares de tumores mamarios (35) y el HER4/c-erbB-4, que se expresa en líneas celulares de tumores de mama y en tejidos normales de músculo esquelético, corazón cerebro y cerebelo (36).

Un detallado análisis de la estructura y función del oncogen neu en ratas muestra que una mutación en el codon 664 es la responsable de la conversión del proto-oncogen en oncogen. En este caso el codon que codifica para el aminoácido valina (GTG) muta a (GAG), codificando para ácido glutamico. Esta mutación se produce en un amino ácido de la región transmembrana originando un aumento la actividad tirosin kinasa (35) y de su actividad transformante mas de 100 veces (31).

Hasta el presente no se ha detectado en el ADN de neoplasias humanas, una mutación similar. Una posible interpretación para esta discrepancia entre los mecanismos de activación seria la necesidad de una doble mutación en el codon 659 (equivalente al 664 de la rata) del ADN humano que codifica para valina (GTT) para obtener ácido glutámico (GAA o GAG).

La proteína codificada por el oncogen c-erbB-2 pertenece a la familia de los receptores tirosin kinasa que incluye a los genes c-erbB-3/HER-3 y c-erbB-4/HER-4 y la proteina que forma el receptor del factor de crecimiento epidermico. El gen c-erbB-2 se halla en el cromosoma 17 q21, genera un mRNA de 4,8 kb, la proteína posee 1255 aminoacidos y un peso molecular 185 kDa, denominada p185 mientras que las proteinas codificadas por el c-erbB-3, c-erbB-4 y EGFR son de 160 y 180 y 170 kDa respectivamente.

Posee un dominio extracelular de 650 amino ácidos con dos regiones ricas en cisteina, para unión del ligando, una región transmembrana y otro dominio intracelular de 580 amino ácidos con actividad de tirosin kinasa involucrada en la transducción de la señal luego de la unión con su ligando (20,32,37,38).

Distribución tisular y presencia en otros organismos

Tanto en humanos como en roedores la p185 se expresa en una variedad de células y tejidos excluyendo los hematopoyéticos. En embriones de rata se detectó, por técnicas inmunohistoquímicas, en células epiteliales, en el sistema nervioso, en tejido conectivo, piel, intestino, pulmón y riñón pero no en el bazo. En el final del periodo gestacional y post natal, se vio abundancia en microvellosidades intestinales, bronquiolos, y túbulo renal proximal pero desaparece en tejido nervioso.

En fetos humanos también se encuentra en el sistema nervioso, huesos en crecimiento, músculo, piel, corazón, pulmón y epitelio intestinal.

En la piel humana se expresa en mayor proporción en la epidermis media y superior y su expresión es baja o nula en las células basales (20).

En tejidos humanos adultos la expresión se da en la membrana de células de glándula mamaria y salival, en células epiteliales del intestino y en células tubulares del riñón. Por estudios ultraestructurales se demostró que la expresión se produce en microvellosidades y pseudopodios. Estas extensiones de la membrana plasmática son necesarias en la movilidad, diseminación y locomoción de las células.

Estos resultados concuerdan con experiencias “in vitro” donde se demostró una moderada expresion de este oncogen en cultivos celulares de origen epitelial o mesenquimatoso (38). De estos resultados se ha concluido que la p185 participaría en el desplazamiento celular permitiendo a las células tumorales diseminarse a través del tejido normal y metastatizar.

Homólogos al c-erbB-2 se encontraron en organismos invertebrados como Drosophila melanogaster, denominado DER (39) y en Caenorhabditis. elegans denominado let-23 (40).

Ligandos

Las primeras experiencias de unión de anticuerpos monoclonales a la p185 permitieron observar un incremento de su actividad tirosin kinasa y una alteración de la proliferación celular, lo cual sugirió que esta proteina podia responder a ligandos exógenos.

Uno de los primeros ligandos fue una proteína denominada heregulina de 44 kDa que estimula la proliferación de células de cancer de mama “in vitro”. Esta posee una considerable homología con proteínas de la familia de los factores de crecimiento epidérmico y esta codificada por un gen ubicado en el brazo corto del cromosoma 8. La contraparte en ratas se denominó factor de diferenciación neu.

La utilización de medios de cultivos condicionados de la línea celular, MDA-MB-231, permitió identificar una proteína de 45 kDa denominada heregulina-α que activa específicamente la fosforilación del amino acido tirosina de la p185 y que se une al producto del oncogen c-erbB-3 y c-erbB-4, estimulando la proliferación de células de cancer de mama en cultivo. Otra proteina de 30 kDa fue obtenida del mismo medio. Ambas estimulan la motilidad y la diseminación celular (41). Otras proteínas de 25 kDa con las mismas propiedades fueron aisladas de riñón bovino o secretadas por macrófagos activados.

A partir de medios condicionados de keratinocitos transformados se aisló una proteína de 50 kDa que se une al receptor y estimula la motilidad y diseminación de células de una línea de cancer de mama cuando se encuentra en baja concentración mientras que a mayor concentración inhibe el crecimiento (38). Esta propiedad es inhibida por anticuerpos contra la porción extracelular de receptor.

Se ha demostrado que hormonas esteroides también se unen al receptor modulando su mecanismo de transcripción. Estudios “in vitro” sobre células NIH 3T3 transfectadas con el oncogen c-erbB-2 muestran que el 17β estradiol estimula la autofosforilación del receptor y que el antiestrógeno tamoxifen ejerce su efecto compitiendo con la hormona por dicho receptor (42).

Dos factores de crecimiento gliales, son tambien ligandos de la p 185. Ellos son producto de un mismo gen que, por procesamiento alternativo del mRNA, genera dos proteínas neurotróficas, el inductor de actividad del receptor de acetil colina y el factor de crecimiento glial. Estas se expresan en células neuronales, sugiriendo que poseen un papel importante en el desarrollo y función del sistema nervioso(43).

Hasta el presente se han aislado una serie de proteínas pertenecientes a la familia de las neuregulinas que incluyen las denominadas heregulinas, con capacidad para inducir la fosforilación de la p185, pero aún queda por resolver el mecanismo de acción de estas sustancias.

Otras proteínas menos estudiadas y candidatas a ser ligandos son la p75 (factor activante neu) y Gp30,(ligando del factor de crecimiento neu/erb-2) (38).

Relevancia clínica del oncogen c-erbB-2

A diferencia de lo que ocurre con el oncogen neu en ratas, el oncogen c-erbB-2 humano esta activado por amplificación o sobreexpresión. Esta amplificación/sobreexpresión se encontró en apróximadamente el 30 % de los cánceres de mama y de ovario.

Varios trabajos mostraron que la sobrevida total y el tiempo de aparición de las recidivas en pacientes portadores de estas neoplasias era menor en aquellos que tenían mayores niveles de este oncogen, sugiriendo que el c-erbB-2 podría ser utilizado como factor pronóstico. Aunque no todos los investigadores concuerda, la mayoria coincide que la sobreexpresión esta relacionada con una menor sobrevida y con una mayor diseminación del tumor.

Además de los cánceres mencionados, aparce asociado, con menor frecuencia, a cánceres de: pulmón, tracto gastrointestinal, cervix, colon, vejiga y glándula salival. La sobreexpresión se demostró en ciertas lesiones premalignas de colon, riñón y esófago. No fue hallado en patologías mamarias benignas lo cual suguiere que este gen aparecería alterado luego de una sucesión de eventos previos. (20, 44).

Recientemente se lo halló sobreexpresado en 11 de 26 osteosarcomas existiendo una correlación con la aparición de metástasis pulmonares y una menor sobrevida (45). Su presencia se demostró también en carcinomas de mama invasivos en hombres (46).

La familia del oncogen c-erbB-2 es un interesante ejemplo de como los avances en investigación básica pueden trasladarse a la clínica y ser utilizados como marcadores o blancos terapéuticos.

Dado el elevado porcentaje en que se encuentra este oncogen en carcinomas de mama y de ovario, se ha tratado de vincular su amplificación o sobreexpresión con la probabilidad de sobrevida, sobrevida libre de enfermedad, respuesta a distintos quimioterápicos y terapia hormonal. Lonn y col (47), Guerrin y col (48), demostraron una mayor sobrevida y sobrevida libre de enfermedad en pacientes con niveles normales de este oncogen así como un mal pronóstico en aquellos que tenían aumento de la expresion del gen. Berns y col (49) hallaron una baja respuesta al tamoxifen y baja sobrevida libre de enfermedad en pacientes con el oncogen c-erbB-2 amplificado. Estos resultados, concuerdan con experiencias realizadas por los mismos autores empleando líneas celulares y ratones atímicos.

Coincidentemente, Nicholson (50) y Wright (51) demostraron que pacientes postmenopáusicas con carcinomas de mama avanzado y sobreexpresión del oncogen c-erbB-2 no respondieron al tratamiento con tamoxifen, sugiriendo una asociación entre la amplificación del oncogen c-erbB-2 y una pobre respuesta a terapia endócrina en tumores que poseen receptores estrogénicos.

Con respecto a los tratamientos quimioterápicos los datos son contradictorios y difíciles de interpretar ya que los protocolos, las drogas utilizadas y la distribución de la población no son exactamente comparables. Lo mismo ocurre con respecto a terapias adyuvantes. Berns y col (49) observaron una mejor respuesta a la quimioterapia con ciclofosfamida, metotrexate y fluoruracilo (CMF) en tumores primarios con el c-erbB-2 sobrexpresado.

Muss y col (52), en un estudio sobre 1572 mujeres con cáncers de mama y nódulos positivos evaluaron la respuesta de un tratamiento con ciclofosfamida, deoxorubicina y fluoruracilo. Como parte de este estudio en un segundo trabajo (53), se relacionó la respuesta a tres dosis (alta, moderada y baja) de los compuestos anteriores con el nivel de expresión del oncogen c-erbB-2, comprobándose una mejor respuesta a altas dosis en aquellas pacientes con niveles altos del oncogen.

Otros estudios realizados por Gusterson y col (54) y Allred y col (55) muestran resultados diferentes, aunque, como se expresó anteriormente, los tratamientos no son exactamente comparables.

En el trabajo de Muss y col (52) la inclusión de deoxorubicina puede haber sido la responsable de la diferencia de los resultados pues se comprobó que la topoisomerasa II α es inhibida por este compuesto. Esta enzima se halló elevada en carcinomas mamarios que sobreexpresan el oncogen c-erbB-2 (54).

La aplicación de los niveles de expresión del c-erbB-2 y su relación con la respuesta a quimioterápicos se aplico a otros tumores. Se demostró sobre líneas celulares humanas de cáncer de pulmón a células no pequeñas un incremento de la quimiorresistencia en las líneas con altos niveles del oncogen (56).

Se ha demostrado un elevado nivel de expresión en tumores con nódulos axilares positivos, siendo mayor a medida que la agresividad aumenta (57) y en carcinomas ductales infiltrantes se lo relacionó con la extensión del tumor sugiriendo que, además de su rol en el crecimiento celular, participa en la movilidad celular (58).

Yoemura y col. (59) observaron una relación entre amplificación /sobreexpresión del c-erbB-2 y metástasis. Demostraron que algunos pacientes con más de tres nódulos axilares positivos presentaban altos niveles del oncogen. Del mismo modo se encontró una asociación entre nivel del oncogen y metástasis en nódulos linfáticos en cáncer gástrico.

Además de los datos clínicos existentes se demostró que el gen c-erbB-2 produce un incremento del potencial metastásico de células “in vitro”. y que estimula varios pasos en la cascada metastásica, incluyendo adhesión a las células endoteliales, movilidad celular, actividad gelatinolítica y actividad invasiva (44,60).

Por lo tanto, los resultados clínicos y los ensayos “in vitro” sugieren que la sobreexpresión de este receptor puede incrementar la capacidad metastatizante de las células portadoras de dicha alteración.

Otra aplicación del nivel de expresión de este oncogen es como posible indicador de riesgo de recurrencia o muerte frente a tratamientos quimio y radioterápicos luego de la cirugia (61).

El oncogen c-erbB-2 como blanco de nuevas terapéuticas

La terapia convencional utiliza antimitóticos o compuestos citotóxicos los cuales no diferencian, satisfactoriamente, entre células normales y tumorales. Recientes avances en el campo de la inmunología, biotecnología y oncología molecular han permitido encarar terapias alternativas teniendo en cuenta los cambios cuantitativos en la expresión de moléculas en la superficie de células neoplásicas.

Estas alteraciones pueden estar relacionadas con la transformación, como en el caso de la sobreexpresión de receptores de factores de crecimiento o pueden ser cambios secundarios como consecuencia de la activación de oncogenes.

El receptor erbB-2 esta sobreexpresado en adenocarcinomas de mama, ovario, pulmón y estómago y otros. El aumento de expresión y su accesibilidad hace de este receptor un blanco adecuado para una terapia antitumoral directa.

La obtención de anticuerpos monoclonales contra la p185 posibilitó el inicio de ensayos tendientes a inhibir el crecimiento de células que sobreexpresan este receptor.

Dos de estos anticuerpos inhiben parcialmente el crecimiento de tumores originados por la inoculación de una línea tumoral de ovario humano en ratones (62) e “in vitro” detienen el desarrollo de células de la línea NIH/3T3 transfectadas con el gen c-erbB-2.

Si bien este anticuerpo produjo una inhibición incompleta del crecimiento tumoral, sirvió para que el dominio que específicamente se unía al antígeno, fuera fusionado a toxinas bacterianas.

El acoplamiento de toxinas bacterianas o de plantas con anticuerpos u otros ligandos es un método efectivo para producir la muerte celular “in vitro” pero su utilización “in vivo” esta limitada debido a la toxicidad del conjugado.

Estos conjugados de primera generación han tenido poco valor en tratamiento de tumores sólidos.

La determinación de la estructura molecular y del dominio funcional de la toxina del Corynebacteruim diphtheriae y de la exotoxina A de P aeruginosa ha permitido obtener proteínas con mejores propiedades. Estas proteínas de segunda generación, surgen por la fusión de la porción del gen que codifica el dominio de reconocimiento y el gen de la toxina al que se le eliminó el sitio de reconocimiento celular resultando en una proteína con reducida toxicidad no especifica. Estas proteínas de fusión están siendo ensayadas “in vivo” e “in vitro” con resultados alentadores (63,64).

Otro enfoque que se utiliza actualmente es la transferencia a linfocitos T citotóxicos, de genes que codifican sitios de reconocimientos de antígenos particulares como es el caso de la p 185. Esto permitió una lisis con alta especificidad “in vitro” y un retardo en el crecimiento de los tumores inducidos en animales (63).

Perspectivas futuras

Debido a la frecuente alteración de este oncogen, fundamentalmente en cánceres mamarios y de ovario las principales áreas de experimentación e interés clínico de este oncogen son:

a) su participación en la progresión de la neoplasia y su relación con el tipo histológico, como se expresó anteriormente,

b) su utilidad como indicador predictivo y/o pronóstico en respuesta a distintas terapias químicas y hormonales o radiantes.

En general se usan los factores pronósticos para evaluar sobrevida, agresividad, posibilidad de metástasis etc. Una nueva orientación es utilizar estos marcadores para identificar tumores resistentes a moderadas o elevadas dosis de quimioterápicos o tratamientos por radiaciones que en tal caso comprometería la calidad de vida del paciente sin influir significativamente en la evolución de la enfermedad.

c) el potencial uso como blanco terapéutico.

Sobre este punto existen experiencias “in vitro” e “in vivo” con anticuerpos solos o asociados a otras sustancias. La p185 es un muy buen blanco terapéutico ya que se localiza en la superficie celular y puede transmitir señales hacia el citoplasma y núcleo a través de su función tirosin kinasa. Esta función regulada en forma inapropiada contribuye a la malignidad de la célula.

Por otra parte, se están desarrollando anticuerpos monoclonales que ya han pasado la fase II en humanos. En la medida que estos anticuerpos resulten cada vez mas efectivos, la determinación de la activación de este oncogen, contribuirá a la selección de pacientes que puedan beneficiarse con este tipo de terapia y a un mejor conocimiento de la biología molecular del cáncer de mama.

BIBLIOGRAFÍA

1.- Devesa S.S., Blot W.J., Stone B.J. et al. Recent cancer trends in the United States. J. Natl Cancer Inst. 87, 175-182, 1995.

2.- American Cancer Society Cancer facts and figures. 1996.

3.- Berg J.W., Hutter R.V.P. Breast Cancer. Cancer 75, 257-269, 1995.

4.- Yamasaki H., Mesnil M., Omori Y. et al. Intercellular communication and carcinogenesis. Mutation Research, 333, 181-188, 1995.

5.- Devilee P. and Cornelisse C.J. Somatic genetic changes in human breast cancer. Biochimica et Biophysica Acta. 1198, 113-130, 1994.

6.- Benz C.C, Brandt B.H. and Zanker, K.S.. Gene diagnostics provide new insights into breast cancer prognosis and therapy. Gene 159, 3-7, 1995.

7.- Aisenberg A.C., Finkelstein D.M., Doppke K.P. et al. High risk of breast carcinoma after irradiation of young women with Hodgkin’s disease. Cancer, 79, 1203-1210, 1997.

8.- Hoffman D.A., Lonstein J.E., Morin M.M., et al. Breast cancer in women with scoliosis exposed to multiple diagnostic X-rays. J. Natl. Cancer Inst. 81, 1307-1312, 1989.

9.- Miller A.B., Howe G.R., Sherman G.J., et al. Mortality from breast cancer after irradiation during fluoroscopic examinations in patients being treated for tuberculosis. N. Engl. J. Med 321, 1285-1289, 1989.

10.- Tokunaga M., Land C.E., Yammoto T., et al. Incidence of female breast cancer among atomic bomb survivors, Hiroshima and Nagasaki, 1950-1980. Radiat. Res, 112, 243-272, 1987.

11.- Boice J.R., Preston D., Davis F.G., et al. Frequent chest x-ray fluoroscopy and breast cancer incidence among tuberculosis patients in Massachusetts. Radiat Res , 125, 214-222, 1991.

12.- Shore R.E.Hildreth N., Woodard E., et al. Breast cancer among women given x-ray therapy for acute postpartem mastitis. J. Natl. Cancer Inst. 77, 689-696, 1986.

13.- Boice J.D.,Harvey E.B., Blettner M., et al. Cancer of the contralateral breast after radiotherapy for breast cancer. N Engl J Med, 326, 781-785, 1992.

14.- Pukkala E., Auvinen A., Wahlberg G.. Incidence of cancer among Finnish airline cabin attendants, 1967-92. BMJ, 311, 649-651, 1995.

15.- Li F.P.. Hereditary cancer susceptibility. Cancer, 78, 553-557, 1996.

16.- Lindblom A.. Familial breast cancer and genes involved in breast carcinogenesis. Breast Cancer Research and Treatment, 34, 171-183, 1995.

17.- Sluyser M.. Mutations in the estrogen receptor gene. Human mutation 6, 97-103, 1995.

18.- Wakeling A.E.. Tissue-specific actions of antiestrogens. Mutation Res. 333, 45-49, 1995.

19.- Weinstat-Saslow D., Merino M.J., Manrow R.E.,et al. Overexpression of cyclin D mRNA distinguishes invasive and in situ breast carcinomas from non-malignant lesions. Nature Medicine, vol 1, No 12, 1257-1260, 1995.

20.- Hynes N.E., Stern D.F.. The biology of erbB-2/neu/HER-2 and its role in cancer. Biochem. Biophis. Acta 1198, 165-184, 1994.

21.- Slamon D.J., Clark G.M., Wong S.G., et al. Human breast cancer: correlation of relapse and survival with amplification of the Her-2/neu oncogene. Science 235, 177-182, 1987.

22.- Garcia I., Dietrich PY., Aapro M., et al. Genetic alterations of c-myc, c-erbB-2, and c-Ha-ras protooncogenes and clinical associations in human breast carcinomas. Cancer Res, 49, 6675-6679, 1989.

23.- Berger M.S., Locher G.W., Saurer S., et al. Correlation of c-erbB-2 gene amplification and protein expression in human breast carcinoma with nodal status and nuclear grading. Cancer Res. 48, 1238-1243, 1988.

24.- Fontana X., Ferrari P., Namer M., et al. C-erbB2 gene amplification and serum level of C-erbB2 oncoprotein at primary breast cancer diagnosis. Anticancer Research 14, 2099-2104, 1994.

25.- Isola J.J., Holli K., Heikki O., et al. Elevated erbB-2 oncoprotein levels in preoperative and follow-up serum samples define an aggresive disease course in patients with breast cancer. Cancer, 73, 652-658, 1994.

26.- Brandt-Rauf P.W.. The c-erbB transmembrane growth factor receptors as serum biomarkers in human cancer studies. Mutation Res. 333, 203-208, 1995.

27.- Willsher P.C., Beaver J., Pindr S., et al. Prognostic significance of serum c-erbB-2 protein in breast cancer patients. Breast Cancer Research and Treatment. 40, 251-255, 1996.

28.- Downward J., Yarden Y., Mayes E., et al.. Close similarity of epidermal growth factor receptor and v-erb-B oncogene protein sequences. Nature 307, 9, 521-527, 1984.

29.-King, C.R., Kraus M.H., Aaronson S.A., Amplification of a novel v-erbB-related gene in a human mammary carcinoma. Science 229, 974-976, 1985.

30.- Schechter A.L., Stern D.F., Vaidyanathan L.,et al. The neu oncogene: an erb-B related gene encoding a 185.000-Mr tumor antigen. Nature, 312, 6, 513-516, 1984.

31.- Bargmann C.I., Weinberg R.A.. Oncogenic activation of the neu-encoded receptor protein by point mutation and deletion. The EMBO Journal, 7, No 7, 2043-2052, 1988.

32.- Coussens L., Yang-Feng T.L., Liao Y., et al. Tyrosine kinase receptor with extensive homology to EGF receptor shares chromosomal location with neu oncogene. Science 230, 1132-1139, 1985.

33.- Semba K., Kamata N., Toyoshima K., et al. A v-erbB-related proto-oncogene, c-erbB-2, is distinct from the c-erbB-1/epidermal growth factor-receptor gene and is amplified in a human salivary gland adenocarcinoma. Proc. Natl. Acad. Sci. USA, 82 6497-6501, 1985.

34.- Fukushige, S., Matsubara K., Yoshida M., et al. Localization of a novel v-erbB-related gene, c-erbB, on human chromosome 17 and its amplification in a gastric cancer cell line. Molecular and Cellular Biology 6, 955-958, 1986.

35.- Kraus M.H., Issing W., Miki T., et al. Isolation and characterization of ERBB3, a third member of the ERBB/ epidermal growth factor receptor family: Evidence for overexpression in a subset of human mammary tumors Proc. Natl. Acad. Sci. USA 86, 9193-9197, 1989.

36.- Plowman G.D., Culouscou JM, Whitney G.S., et al. Ligand-specific activation of HER4/ p180 erbB4 , a fourth member of the epidermal growth factor receptor family. Proc. Natl. Acad. Sci. USA 90, 1746-1750, 1993.

37.- Brandt-Rauf P.W., Pincus M.R., and Carney W.P.. The c-erbB-2 protein in oncogenesis: Molecular structure to molecular epidemiology. Critical Reviews in Oncogenesis, 5 (2-3), 313-329, 1994.

38.- De Potter C.R., Schelfhout A-M.. The neu-protein and breast cancer. Virchows Archiv, 426, 107-115, 1995

39.- Livneh E., Glazer L., Segal D., et al. The Drosophila EGF receptor gene homolog: conservation of both hormone binding and kinase domains. Cell 40, 599-607, 1985.

40.- Aroian R.V., Koga M., Mendel J.E. et al. The let-23 gene necessary for Caenorhabditis elegans vulval induction encodes a tyrosine kinase of the EGF receptor subfamily..Nature 348, 693-697, 1990.

41.- Holmes W.E., Sliwkowski M.X., Akita R.W. et al. Identification of Heregulin, a specific activator of $p185^{erbB-2}$. Science, 256, 1205-1210. 1992.

42.- Matsuda S., Kadowaki Y., Ichino M., et al. 17B-estradiol mimics ligand activity of the c-erbB-2 protooncogene product. Proc. Natl. Acad. Sci. USA. 90, 10803-10807, 1993.

43.- Marchionni M.A., Goodearl A.D.J., Su Chen M et al. Glial growth factors are alternatively spliced erbB2 ligands expressed in the nervous system. Nature, 362,312-318, 1993.

44.- Hung M-C., Martin A., Zhang Y.,et al. HER-2/neu-targeting gene therapy- a review. Gene, 159, 65-71, 1995.

45.- Onda M., Matsuda S., Higaki S., et al. ErbB-2 expression is correlated with poor prognosis for patients with osteosarcoma. Cancer, 77, 71-78, 1996.

46.- Joshi M.G., Lee A.K.C., Loda M. et al. Male breast carcinoma: An evaluation of prognostic factors contributing to a poor outcome. Cancer 77, 3, 490-498, 1996.

47.- Lonn U., Lonn S., Nilsson B., et al. Prognostic significance of c-erbB-2 amplification in fine-needle biopsies of breast cancer patients not operated at diagnosis. Breast Cancer Res and Treatment, 39, 213-220, 1996.

48.- Guerin M., Barrois M., Terrier MJ., et al. Overexpression of either c-myc or c-erbB-2/neu proto-oncogenes in human breast carcinomas: correlation with poor prognosis. Oncogene research, 3, 21-31. 1988.

49.-Berns E.M., Foekens J.A., van Staveren I.L., et al. Oncogene amplification and prognosis in breast cancer: relationship with systemic treatment. Gene, 159, 11-18, 1995.

50.-Nicholson S., Wright C., Sainsbury J.R.C., et al. Epidermal growth factor receptor (EGFr) as a marker for poor prognosis in node-negative breast cancer patients: neu and tamoxifene failure. J. Steroid Biochem. Mol. Biol. 37, 811-815, 1990.

51.- Wrigth C., Nicholson S., Angus B., et al. Relationship between c-erbB-2 protein product and response to endocrine therapy in advanced breast cancer. Br. J. Cancer, 65, 118-121, 1992.

52.- Muss, H., Thor, A., Kute, T.. ErbB-2 (c-erbB-2, Her-2/neu) and S-phase fraction predict response to adjuvant chemotherapy in patients with node-positive breast cancer:cancer and acute leukemia group B (CALGB) Trial 8869. Proc 29 th Ann Meeting of the Am. Soc. Clin. Oncol 12, 72-A88, 1993.

53.- Muss, H.B., Thor A.D., Berry D.A., et al. C-erbB-2 expression and response to adjuvant therapy in women with node-positive early breast cancer. N. Engl. J. Med., 330, 1260-1266, 1994.

54.- Gusterson B.A., Gelber R.D., Goldhirsch A., et al. Prognostic importance of c-erbB-2 expression in breast cancer. J. Clin. Oncol.10, 1049-1056, 1992.

55.- Allred D.C., Clark G.M., Tandom A.K., et al. HER-2/neu in node negative breast cancer: prognostic significance of overexpression influenced by the presence of in situ carcinoma. J. Clin. Oncol. 10, 599-605, 1992.

56.- Tsai C.M., Chang K.T., Wu L.H. et al. Correlations between intrinsic chemoresistance and HER-2/ neu gene expression, p53 gene mutations, and cell proliferation characteristics in non-small cell lung cancer lines. Cancer Res, 56, 1, 206-209, 1996.

57.- Hartmann L.C., Ingle J.N., Lester E., et al.. Prognostic value of c-erbB-2 overexpression in axillary lymph node positive breast cancer. Cancer, 74, 2956-2963, 1994.

58.- De Potter C.R., Schelfhout A., Verbeeck P., et al. neu Overexpression correlates with extent of disease in large cell ductal carcinoma in situ of the breast. Hum. Pathol, 26, 601-606, 1995.

59.- Yoemura Y. Correlation of c-erbB-2 protein expression and lymph node status in early gastric cancer. Oncology 49, 363-367, 1992

60.-Tan M., Yao J., Yu D.. Overexpression of the c-erbB-2 gene enhanced intrinsic metastasis potential in human breast cancer cells without increasing their transformation abilities. Cancer Research, 57, 1199-1205, 1997.

61.- Stal O., Sullivan S., Wingren S. et al. c-erbB-2 expression and benefit from adjuvant chemotherapy and radiotherapy of breast cancer. European Journal of Cancer 31A 13-14, 2185,2190, 1995

62.- Deshane J., Siegal G.P., Alvarez R.D. et al Targeted tumor killing via an intracellular antibody against erbB-2. Journal of Clinical Investigation, 96, 2980-2989, 1995.

63.- Wels W, Moritz D., Schmidt M. et al. Biotechnological and gene therapeutic strategies in cancer treatment. Gene 159, 73-80, 1995.

64.-King C.R., Kasprzyk P.G, Fischer P.H., et al. Preclinical testing of an anti-erbB-2 recombinant toxin. Breast Cancer Research and Treatment. 38, 19-25, 1996.

Agradecimientos:

Asociación Argentina del Cáncer (ASARCA) y Laboratorios Roemmers de Argentina.

Tabla 1
Estimación de nuevos casos de cáncer y mortalidad anual (EE. UU. 1996)

Nuevos casos estimados

	ambos sexos	mujeres	(%)[1]	hombres	(%)
Todas las localizaciones	1.359.150	594.850	43,7	764.300	56,2
Cáncer de mama	185.700	184.300	99,2	1.400	0,8

Muertes estimadas

	ambos sexos	mujeres	(%)	hombres	(%)
Todas las localizaciones	554.700	292.300	52,7	262.400	47,3
Cáncer de mama	44.560	44.300	99,4	260	0,6

[1] Los porcentajes están referidos al total de ambos sexos.

Estudio de la respuesta adaptativa a bajas dosis de radiación en células de hamster chino

Michelin, S.C.; Pérez, M.del R.; Dubner, D.L. y Gisone, P.A.

Presentado en: International Conference on Low Doses of Ionizing Radiation: Biological Effects and Regulatory Control, Sevilla, España, 17 al 21 de noviembre, 1997

ESTUDIO DE LA RESPUESTA ADAPTATIVA A BAJAS DOSIS DE RADIACIÓN EN CÉLULAS DE HAMSTER CHINO

Michelin, S.C.; Pérez, M.del R.; Dubner, D.L. y Gisone, P.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Durante muchos años se consideró la posibilidad que las bajas dosis de radiación indujeran cambios en células y organismos permitiendo una adaptación a los efectos mutagénicos de la radiación. Actualmente, numerosos datos experimentales avalan la existencia de una respuesta adaptativa, que se caracteriza por una disminución del daño genético radioinducido.

La comprensión de los mecanismos moleculares involucrados en este fenómeno permitirá estimar los efectos y riesgos de exposiciones a bajas dosis contribuyendo a la radioprotección de la población

En este trabajo se presentan los resultados preliminares tendientes a estudiar la inducción de la respuesta adaptativa en células de mamíferos con bajas dosis y tasas de dosis de radiación ionizante

INTRODUCCIÓN

Existen numerosas evidencias por las cuales las células expuestas a bajas dosis de agentes mutagénicos o clastogénicos, resultan menos sensibles a los efectos de mayores dosis administradas posteriormente.

En los últimos años un gran número de trabajos indican que la administración de bajas dosis de radiación, del orden de mGy, producen cambios en organismos eucariotes y procariotes que le permiten disminuir los efectos de posteriores irradiaciones.

Desde los primeros trabajos de Olivieri et al. (1984), (1), numerosas experiencias con radiaciones ionizantes han contribuido a confirmar la existencia de una respuesta adaptativa (RA). Esta respuesta es inducida en células eucariotes por dosis que varian entre 5 y 200 mGy (dosis condicionante) y se caracteriza por una reducción de los niveles esperados de: aberraciones cromosómicas, intercambios de cromátidas, formación de micronucleos y mutaciones, luego de una segunda dosis varaible entre 2 y 4 Gy (dosis provocadora).

Se postula que la dosis condicionante induce la activación de genes que participan en la transducción de señales, control del ciclo celular, reparación del ADN, eliminación de radicales libres y apoptosis. La presencia de estas proteínas en concentraciones adecuadas en el momento de la segunda irradiación hará que el daño sea menor.

Entre las proteínas propuestas figuran las kinasas y ciclinas que actúan en los puntos de control del ciclo celular, los productos de varios antioncogenes (Rb, p53) que participan en la regulación del ciclo celular, proteínas nucleares, receptores de membrana, etc.

Esta hipótesis es avalada por la observación que un inhibidor de la síntesis de proteínas como la cicloheximida y la 3 amino-benzamida, un inhibidor de la poly ADPrribosil-sintetasa, bloquean la respuesta adaptativa.

Se ha demostrado que la RA ocurre en células de animales irradiados y algunos trabajos muestran que la sobrevida puede ser incrementada y la incidencia de cáncer puede disminuir por la preexposicion de animales a bajas dosis. (2)

Por otra parte, las distintas fases del ciclo celular, la dosis y la tasa de dosis así como el intervalo de tiempo entre la dosis condicionante y la dosis provocadora, regulan la efectividad de la RA.

Si bien la RA se ha demostrado en animales, e in vitro, en sistemas eucariotes y procariotes, los resultados no pueden ser fácilmente extrapolables a humanos dada la complejidad de un organismo superior que incluye el sistema inmunológico, factores endrócrinos, etc que también pueden modificar la respuesta. Por otra parte, las distintas condiciones de exposición a las radiaciones ionizantes y a agentes mutagénicos ambientales podria activar mecanismos diferentes de RA

La inducción de un mecanismo radioprotector por bajas dosis tendria importantes aplicaciones para la salud humana. Esto sugeriría la posibilidad de una sobreestimación de los riesgos de efectos estocásticos a bajas dosis de radiaciones ionizantes. Sin embargo, aun no existen claras evidencias epidemiológicas de dicho efecto en poblaciones expuestas a bajas dosis de radiación por encima del nivel basal

Un gran esfuerzo se esta realizando para comprender los mecanismos básicos de este fenómeno que permitirá estimar los efectos y riesgos de exposiciones a bajas dosis contribuyendo a la radioprotección de la población. (3)

OBJETIVOS

Los objetivos de este trabajo son:

a) determinar la existencia de la respuesta adaptativa a bajas tasas de dosis,

b) determinar el tiempo necesario para la inducción del fenómeno y la duración del mismo

c) analizar la influencia de las distintas dosis condicionantes en la expresión de la RA en células de la línea V79 de hamster chino.

Como parámetro de evaluación se utiliza la frecuencia de mutaciones en el gen de la hipoxantina guanina fosforribosil transferasa (HGPRT) y la eficiencia de clonado.

Para las experiencias se utilizan células de la línea V79 de hamster chino, mantenidas en medio F-12 suplementado con 10 % de suero fetal bovino.

RESULTADOS

Se determinó la eficiencia de clonado y la frecuencia de mutaciones espontaneas de esta línea.

La eficiencia de clonado se realizó sembrando en cada experiencia 1000 células por cada 10 cápsulas de petri de 10 cm de diámetro. La eficiencia fue del 62 %.

Para determinar la frecuencia de mutaciones espontaneas en el gen mencionado se ensayo distintas concentraciones de 6 tioguanina (6-TG), utilizada para seleccionar las mutantes. Se determinó que 2 ug/ml es la mas adecuada.

La frecuencia de mutaciones espontaneas se realizó sembrando en cada experiencia 10^6 células por cada 10 cápsulas de petri de 10 cm de diámetro. A los 11 dias de cultivo se determinó la frecuencia de mutaciones espontaneas, siendo de 3,7 mutantes cada 10^5 células viables.

Con el objeto de determinar la inducibilidad de la respuesta adaptativa y la duración de este mecanismo, las células fueron irradiadas con una dosis condicionante de 0,03 Gy con una tasa de dosis de 0,015 Gy/min. A las 18 horas se aplicó la dosis provocadora de 3 Gy con una tasa de dosis de 0.025 Gy/min.

Paralelamente otros cultivos fueron irradiados con 3 Gy solamente. Luego de esta irradiación las células permanecieron en cultivo durante 48 horas.

Para determinar la eficiencia de clonado, se procedió como se describió previamente. Se obtuvo una eficiencia del 41 % para las células irradiadas con 3 Gy y del 46 % para las irradiadas con 30 mGy y 3 Gy.

Para determinar la frecuencia de mutaciones, las células permanecieron en cultivo durante 14 días. Las frecuencias de mutaciones fueron de 4,96 mutantes cada 10^5 células para las irradiadas con 3 Gy y 4,42 mutantes cada 10^5 células para las irradiadas con 30 mGy y 3 Gy respectivamente.

Dado que estos resultados son preliminares, se están realizando experiencias para confirmar si la disminución observada en el número de mutaciones en las condiciones establecidas es estadísticamente significativa

BIBLIOGRAFÍA

(1) Olivieri, G., Bodycote, J., Wolff, S.. Adaptive response of human lynphocytes to low concentration of radioactive thimidine. Science, 223 (1984), 594-597.

(2) The adaptive response to very low doses of ionizing radiation. Fundamental and molecular mechanisms of mutagenesis. Mutation Research vol 358, N^0 2, 1996.

(3) Sources and effects of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. USCEAR Report to the General Assembly with scientific annexes, New York,1994.

Implementation of Prevention Measures of Illicit Traffic of Nuclear Material

Rodríguez, C.E.; Cesario, R.H.; Cabrera, A.;
Martín, J. and D'Apice, A.

Presentado en: International Conference on Physical Protection of Nuclear Material: Experience in Regulation Implementation and Operation, Viena, Austria, 10 al 14 de noviembre, 1997

IMPLEMENTATION OF PREVENTION MEASURES OF ILLICIT TRAFFIC OF NUCLEAR MATERIAL

Rodríguez, C.E. [*]; Cesario, R.H. [*]; Cabrera, A. [*]; Martín, J. [**] and D'Apice, A. [**]

[(*)] National Regulatory Authority
[(**)] Federal Police of Argentina

Argentina

The illicit traffic of nuclear material and/or radioactive sources, continues being a growing world problem and a potential hazard for the public health and safety.

To integrate an effective national system for the nuclear material and radioactive sources control, fluid communication and exchange information channels have been created with different organisations that, directly or indirectly, have jurisdiction (and/or competition) on criminal actions (theft or deviation) with the mentioned material.

Among such organisations, we can name frontier control bodies (National Customs), security forces (Federal Police, National Gendarmerie, Aeronautic Police), the informative community of the different intelligent services, offices of import/export control, etc..

In Argentina, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) is in condition to detect and investigate the incidents derived from the illicit traffic of nuclear material and/or radioactive sources. The ARN develops this action through the sector in charge of both the operative control and the design analysis of the physical protection systems of all nuclear installation of Argentina.

In accordance with the efforts accomplished by the Agency through the "Consultant Services Meetings" (CSMs), the ARN has carried out several training courses since 1996 in different levels of application. For examples: control officers in frontiers of the National Customs (approximately 150 persons will be trained by the end of 1997); radioactive material detectors for National Customs staff and security airport staff; regional courses for Latin America and the Caribbean Region on "Physical Protection of Nuclear Material and Installations" (this project will be implemented in 1998 through the Technical Co-operation Program of ARCAL).

Besides, a great number of Police members have been trained in radiological protection and nuclear safety, and now they interact with the emergency group of the ARN. This trainee was the result of a co-operation agreement between the ARN and the Federal Police of Argentina which was celebrated 18 years ago.

Through the acquired experience and considering the growing problem of the illicit traffic, both institutions organized, with the sponsor and the participation of the International Organization of Criminal Police (INTERPOL O.I.P.C.), the first training course for Federal Police officers.

In addition to this course which was celebrated few months ago, an international seminar on Nuclear Crime will be carried out in Buenos Aires in april 1998 to broadcast, in the area of different Federal Police of other States, the actual problem of the illicit traffic of nuclear material and radioactive sources and the prevention and response measures that should be co-ordinated among such States.

This work defines and shows the interest of the national institutions in the problem of illicit traffic of nuclear material, in order to reduce to a minimum the possibility of criminal actions occurrence but, if such actions finally take place, their consequences will be widely reduced.

1. INTRODUCTION

Argentina has developed several works in the latest years, through the nuclear material competent Authority, in the subject of prevention, training and response against illicit traffic of nuclear material and radioactive sources, and it is planing to apply several mechanism to this effect in the near future. This work try to summarise the mentioned idea.

Training courses on “Illicit Traffic of Nuclear Material” for members of the National Customs are included in the routine training programs of the Nuclear Regulatory Authority (ARN).

Additionally, a project training course on physical protection has been presented by the ARN in the framework of the “Training Project of ARCAL” (Co-operative Regional Agreement for the Promotion of Science and Technology in Latin America) to spread out Physical Protection of Nuclear Material and Installations in the Latin American Region for the period from 1998 to 2000. This project has been already approved by the ARCAL co-ordinators. This initiative has been well received by the nuclear regulatory bodies of several countries of Central and South America.

Contacts with the Aeronautical Police and the Air Squadron Army Group have been started to take helicopters or planes to use in an eventual radiological emergency and physical protection routine works.

2. CLASSIFICATION OF NUCLEAR MATERIAL IN CATEGORIES

The ARN has established rules to classify the nuclear material in categories to guarantee an appropriate relation between the materials and the measures implemented to protect them. This classification in categories is based on the potential hazard from the nuclear material which depends on several features like these: *type of material* (e.g., plutonium, uranium or thorium), *isotopic composition* (e.g., content of fissionable isotopes), *chemistry and physical forms, dilution grade, irradiation grade* and *quantity.*

For the physical protection measures for storage and transport of nuclear and/or radiological material, the ARN has taken the classification suggested by INFCIRC/225 Rev. 3 through the standard AR 10.13.1 *“Physical Protection of Nuclear Material and Installations”*.

3. PREVENTION FROM ILLICIT TRAFFIC OF NUCLEAR MATERIALS AND OTHER RADIOACTIVE SOURCES

Many incidents occurred in the last past years involving the transfer of nuclear material and other radioactive sources outside some States, without the corresponding knowledge and required controls, proved that this kind of materials are accessible and there are individuals waiting for buy and sell. Samples of good quality nuclear materials had been confiscated from individuals that have had access to enough quantities of materials to build a variety of nuclear weapons, or to commit specific terrorist attempts. In other cases, risk radioactive materials such as Co-60 or Cs -137 has been offered for selling .

The Agency General Conference, in its September 1994 Session, adopted a Resolution, calling the States *“to take all necessary measures to prevent the illicit traffic of nuclear materials”*. The Conference confirmed that Governmental and Nationals Authorities will continue to give a fundamental importance to this field and remarked the importance of a narrow co-operation among Members States, being the International Atomic Energy Agency invited to strengthen the assistance to Members States in this area.

Although illicit traffic of nuclear materials is not deem to be of high probability case in the region, Argentina is carrying out an intensive programme to intervene in situations involving illicit traffic

of nuclear materials and radioactive sources. In this way, the Regulatory Authority performs different activities in each one of the above mentioned fields.

4. PREVENTION

In this subject, the ARN has created an effective national system for the control of nuclear materials and radioactive sources. Decisions have being taken to strengthen the present system, implementing measures able to prevent or stop the illicit handling or use of such materials. The control system is based on regulations and specific standards.

On one hand, the ARN has issued safety standards and procedures on physical protection and accountancy for and control of nuclear materials, having, besides, his own infrastructure to notify, record, license, and inspect the radioactive sources.

On the other hand, is an active member of the “National Commission for the Control of Sensitive and War Material Exports” through which the Argentine Government is carrying on an exhaustive control of the export/import of the so called “sensitive technologies”.

5. LEGISLATION AND REGULATION

In addition to the Physical Protection System, Argentina, through the ARN, has established its State System of Accounting for and Control of Nuclear Materials. The constitution of an strong National Control System of Nuclear Materials is closely bind to the appropriate legislation and regulation. That should bear in mind the international obligations on nuclear non-proliferation commitments and the IAEA Safeguards Agreements.

In this context, the “Bilateral Agreement between the Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Pacific Use of Nuclear Energy”, signed in 1991 in Guadalajara City, Mexico, constitute an important step to strengthen the safeguards system. This agreement established an Organisation called “Brazilian-Argentine Agency of Accounting for and Control of Nuclear Materials” (ABACC) whose fundamental mission is the application of the “Common System of Accounting for and Control of Nuclear Materials”, aimed at verify that all nuclear materials in all nuclear activities are not distracted to the manufacture of nuclear weapons or any other nuclear explosive device.

Immediately after the above mentioned bilateral agreement took effect, a full scope safeguards agreement between ABACC, IAEA, Argentine and Brazil for the application of total safeguards (Quadripartite Agreement) was signed. By this agreement, the Agency is bind to apply safeguards to both Countries, to all nuclear materials comprised in all and each one of the nuclear activities of Brazil and Argentina, taking into account the “Common System of Accounting for and Control of Nuclear Materials”. This implies that both International Organisations must avoid duplicate efforts, arriving also to independent conclusions on the no distraction of nuclear materials.

6. CONTROL AND SAFETY OF RADIOACTIVE SOURCES

Internationally, the most recently revision of the Basic Safety Standards (BSS) for radiation safety has been approved by the IAEA’s Board of Governors and by other five sponsored organisations.

In Argentina, the activities using radioactive materials (including nuclear materials) are inspected by the ARN. Besides, the BSS recommends that the transport of radioactive sources be carried on according to the Agency Regulations for the Safety Transport of Radioactive Materials. These regulations has been adopted by the Argentine legislation for its application.

There are 1500 installations in Argentina controlled by the ARN, using materials or radioactive sources and radiation generator systems. Each one of this installations have a different purpose such as radioisotopes production, basic and applied research, or the medical and industrial use of ionising radiation. The complexity of the installations as well as the radioactive inventory involved encompass a wide range and his geographic distribution covers the whole country. The number of sources around the Country are about 5500.

7. ILLICIT TRAFFIC

The Nuclear Regulatory Authority requirements relevant for the Illicit traffic, are those of notification reception and authorisation or licensing as well as those related to the safety of radioactive sources. It is a must condition that sources be safety kept in an authorised and known place by the licensed, to prevent robbery or damage of any kind by unauthorised use. To that end, an independent verification is carried on by the Regulatory Authority.

8. RESPONSE

The responsibility to detect and to investigate any *illicit traffic* incidents belong to each States. However, it should be noted that the adequacy of a Physical Protection System with regard to illicit traffic, is also concerned to the international community.

Argentina, following guidelines from IAEA, has made significant progresses in the development of a guide addressed to national authorities and, specifically, to border officers, on the procedures to be used for the *detection* of illicit radioactive material movements and a corresponding *reply* to such detection.

9. ANALYSIS OF CONFISCATED MATERIAL

In the case of illicit traffic of nuclear materials or radioactive sources, or a merely suspicion of such traffic incident, the Regulatory Authority rely on its own laboratories to analyse the confiscated materials. These analysis can also be used to identify such materials; to evaluate the radiological risk as a result of the illicit handling and to provide clues to trace the origin of the confiscated material.

We must to mention that in Argentina, the Regulatory Authority laboratories at Ezeiza Atomic Centre premises, are very well conditioned to carry out the above mentioned research work.

10. ILLICIT TRAFFIC DATA BASE

On August 1995, the IAEA reported to the Member States the improvement of his *data base* on Incidents Summary to create the Illicit Traffic Data Base. At the same time, the Agency invited Governments to indicate its interest to participate in this programme and to identify a contact point to the data base. Argentina adhered to that programme.

The Illicit Traffic Data Base main function is to provide reliable information, fast and accurate on all and any kind of traffic incident in his three level of use: Member State, IAEA, and the public.

Due to the excellent Agency world communication system and the current records on the illicit traffic of nuclear materials, Argentina is strongly interacting with IAEA, as well as with other international organisations (e.g., OIPC - INTERPOL).

11. TRAINING

One of the goals set by the Regulatory Authority, is the continuous upgrading of the control systems. Among other works in progress, stand out training courses, not just to operators but, due to this particular subject, to different control and safety Organisations related with the National Control System for Nuclear Materials and Radioactive Sources.

Therefore, on November 1996 and February and August 1997, the Regulatory Authority organised training courses on physical protection and illicit traffic prevention to the staff members of the Argentine Custom Administration. The original programme included three more courses for the present year, foreseeing the training of about 100 more people. Each course consist of 35 hours and deals with subjects such as: radiation-material interaction; radiation protection; radioactive materials transport; physical protection; prevention of illicit traffic materials; in-emergencies reply; radioactive materials detectors (practical-theoretical), etc.

The last week of March and the first of April 1997, the "Seminary on Nuclear Crime Investigation , Nuclear Materials Physical Protection and Illicit Traffic Prevention" took place, bound to train about 40 people, among then, the Argentine Federal Police (PFA) superior staff members; Argentine Custom Administration (ANA); State Intelligence Service (SIDE), and the National Intelligence Centre (CNI).

This Seminary was co-organised by the National Board of Nuclear Regulation (ARN), the International Organisation of Criminal Police (I.C.P.O. - INTERPOL) and the Argentine Federal Police (PFA). It was carried out by lecturers from the three above mentioned Institutions, and comprise subjects similar to the ones mentioned before, adding conferences on world crime organisations; INTERPOL communications; nuclear weapons; no-proliferation guarantee; export-import controls, etc.

In such seminar, opinions about "nuclear crime" which include production and illicit traffic of nuclear and/or radioactive (for terrorists, extortion and nuclear weapons usage), the fraudulence with supposed nuclear material and the illicit traffic of radioactive wastes have been exchanged.

As conclusion, it is necessary to join efforts to create and specialise police researchers, to call the international co-operation and to have a safe and global communication system all around the world. All this effort is developed to resist the organised crime in the subject, specially the one which comes from Euro-Asia and is a growing and near threat (*"Go West"* project).

As a result of its success, on the first fortnight of April 1998 the first international course on the subject will take place in Buenos Aries - Argentina-, Argentine Federal Police and other organisations of security forces from the a hundred seventy eight (178) "I.C.P.O. - INTERPOL" Members States will be invited to participate. The course will widespread this problematic, and will be carried out simultaneously in English and Spanish, and it is expected the participation of about 100 States.

Also, on the second semester of 1997, similar training courses have started for at-border security forces, such as Aeronautical Police (PA), Argentine Navy Prefecture (PNA) and Argentine National Gendarmerie (GNA). These courses are going to be developed in the next years. Additional courses on Physical Protection are currently under consideration.

12. INFORMATION EXCHANGE

On June 1995, the Agency carried on in Vienna -Austria- a technical committee meeting, related with the safe transport of radioactive materials. This meeting gathered representatives of twenty (20) Members States as well as EUROPOL (European Police) and the Customs World Organisation (CWO). The representatives considered actions that must be taken to fight against

the illicit handling of nuclear materials. Argentina has participated through members of the Regulatory Authority and the Argentine Custom Administration.

Besides, the IAEA held, on September 1995, an Inter-Agencies Co-ordination Meeting, with the participation of International Organisations -related with the radioactive materials handling through the borders, including nuclear materials-, such as: United Nations; Euratom; European Union; EUROPOL; International Maritime Organisation, and the International Air Civil Organisation. This initial meeting served, at first for the exchange of information on each organisation activities in this area.

Following this line of action, in Argentina, the ARN keep a permanent contact with INTERPOL, the Customs World Organisation (through the Argentine Custom Administration), and different National and Regional Intelligence Organisations to exchange relevant information.

In summary, the mentioned activities are the main ones that National Regulatory Authority has developed to implement illicit traffic of nuclear material prevention measures.

Atucha-I Nuclear Power Plant: The Regulatory Perspective

Sajaroff, P.M.

ATUCHA-I NUCLEAR POWER PLANT: THE REGULATORY PERSPECTIVE[1]

Sajaroff, P.M.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

Background

Atucha-I is a pressure vessel 335 MW(e) PHWR, fuelled with natural uranium, cooled and moderated with heavy water and on-line refuelling. The core includes 253 fuel elements, each one of them located within a vertical coolant channel. Its commercial operation started in March 1974 and the average availability factor was over 84%, with annual values repeatedly above 90%.

On August 11, 1988, the nuclear power plant (NPP) was operating at full power when a slow decrease in thermal power -due to the insertion of negative reactivity and non compensated by the gradual withdrawal of the regulating control rods- was observed[2]. The resulting reduction in steam pressure shut the turbine off and, automatically, disconnected the unit from the grid.

The partial insertion of control rods produced a further reduction in thermal power and, when the regulating rods reached the limit extraction position, the operator decided to produce a manual reactor scram, following operational procedures. The NPP was maintained in its "hot" shutdown condition (220°C, 115 bar) for investigation purposes. Initially, it was assumed that such abnormality had been caused by light water injection or by the non-displayed insertion of a control rod.

Chemical analyses demonstrated the absence of neutron poison and the tests performed on the control rods provided normal results. Therefore, on August 13, the NPP was started up again, but -as a precaution- the power to be gradually reached was limited to 70%.

However, after attaining criticality, a decrease in the moderator's cooling pressure and an increase in its temperature were observed. A thermohydraulic testing programme was initiated. On August 14, an increase in the total activity of the primary circuit was detected, indicating the presence of -at least- one broken fuel element. Simultaneously, oscillations were observed when the neutron flux corresponding to a given coolant channel was measured.

Considering that a few days ago (August 7, 1988), the insertion of a fuel element in that channel had caused perturbations, this element was taken out and a reduction of the oscillations was verified. Further on, remote visual inspection confirmed that the channel was broken and measurements in the refuelling system showed that the corresponding fuel element was also broken.

The NPP was maintained in its "cold" shutdown condition (50°C, 0 bar) in order to start an inspection programme aimed at assessing the extent of the damage.

After a five-month inspection work, the damage in the reactor, in the moderator tank and in their internals was completely identified. It was concluded that the actual cause of the event was the sticking and further deformation of an in-core level detector, located in the vicinity of the above mentioned coolant channel. Such deformation caused an interaction between the detector tube and the channel, and this, in turn, led to the breakage of both components and of the corresponding fuel element. Additionally, the broken parts of these components damaged both the moderator's distribution toroid and the thermal isolation plate of the moderator tank, and affected externally other neighbouring channels. Different types of debris were localized.

[1] Personal communication to Mr. Adolf Birkhofer (Gesellschaft Anlagen und Reaktorsicherheit, Germany) in response to a consultation within the International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG).
[2] "Clearing debris from the core at Argentina's Atucha 1 PHWR", Nuclear Engineering International, Vol. 35, No. 432, 31-33, London (July 1990).

Besides, the partial detachment from such channels of their thermal insulation (a Zr thin foil) caused small foil pieces loosed inside the moderator vessel.

Nuclear safety was not affected due to the intrinsic characteristics of the design (the increase of the moderator´s temperature -as a result of the moderator and primary coolant mixing- originates a reduction of reactivity).

Anticipated decommissioning was not considered. Once the repair and inspection programme proposed by the Responsible Organization was discussed and accepted, it was performed by specialized teams co-ordinated by the Responsible Organization. The implementation of such programme, which demanded the development of new techniques and tools (i.e., for debris extraction), kept the plant off the grid for approximately one year (1989).

The re-start of Atucha-I requested by the Responsible Organization was not a simple regulatory process. It demanded an intensive effort during all the time: quasi-permanent inspections, the evaluation of over 200 technical reports issued by the Responsible Organization, a more active interaction with the Responsible Organization´s technical teams and with advisory bodies, etc.

As established by the Regulatory Authority for the commissioning stage of nuclear power reactors in Argentina[3], the Responsible Organization was required to appoint an *Ad-hoc* Committee for evaluating the results of tests and inspections performed by the former at the subcritical and critical levels and at different power steps (10%, 30%, 50% and 75%), until full power.

Prior to criticality and to each power step, specific authorizations were granted by the Regulatory Authority after its own evaluation of such tests and inspections and considering the *Ad-hoc* Committee´s recommendations. This “commissioning” stage demanded almost one year (January-November 1990).

Upon the acceptance of the results at the satisfaction of the Regulatory Authority, normal operation was authorized again and a new Operating License was granted in December 1990. This new License requires the performance of additional periodic tests and of specific routine tests (i.e., the examination of irradiated fuel elements before storage in the spent fuel pool) as well as “early-alarm” systems (such as monitoring radioactivity in coolant channels, neutron noise and vibration monitoring) and other improvements to the installation, all of them aimed at preventing the recurrence of this type of events.

Since then, the performance of Atucha-I is satisfactory as far as safety is concerned. Additionally, its availability and load factor have attained again a good ranking.

In response to a request of Argentina, the IAEA conducted, in March 1990, an independent safety review mission to evaluate the corrective actions undertaken in Atucha-I. Its conclusion was satisfactory.

Other regulatory actions

Being Atucha-I a 20 years old NPP, the Responsible Organization scheduled a programme provided for life extension (backfitting). On the other hand, the Regulatory Authority issued requirements related to the upgrading and improvement of the plant, towards increasing even more its safety level.

Afterwards, such requirements were confirmed by the results of the systems reliability study completed last year as a part of the probabilistic safety analysis (PSA). The study was conducted by the PSA Group of the Responsible Organization, and the Regulatory Authority took part in its review at different work stages. An International Peer Review Service mission (IPERS) was carried out during April 1996, organized and conducted by the IAEA at the request of Argentina.

Taking into account modern concepts, the results of this study showed some design and operational weaknesses. Even though such weaknesses were not a matter of special concern, the

[3] Regulatory Standard AR 3.8.2 “Nuclear Commissioning”.

corresponding corrective actions were required by the Regulatory Authority as a first priority and of immediate implementation, as follows:

The interconnection of the emergency electrical systems of Atucha-I and Atucha-II[4] (the goal was to improve the reliability of such system in Atucha-I);
The improvement of the transfer switching system between the external grids (220 kV / 132 kV) and the NPP;
The installation of additional valves in the pressurizer of the primary heat transport system;
The improvement of the posterior cooling system; and,
The updating of emergency procedures and the corresponding re-training of operators.

All these requirements have already been satisfactorily fulfilled by the Responsible Organization. Their implementation was a necessary condition for the re-start of Atucha-I after its last programmed outage in October 1996.

Additionally, there are other requirements issued by the Regulatory Authority but of not-immediate implementation: the construction of a second heat sink, and the updating of the Safety Report taking into account all the modifications made on the original design. Such requirements were already started to be implemented.

Another requirement issued some years ago was the progressive replacement, during programmed outages, of coolant channels having Stellite-60[5] parts because the trend of occupational doses, due to the production of Co-60 by activation, became unacceptable. At present, the goal is compliance with the new dose limits[6], in line with the corresponding ICRP recommendations (Publication No. 60). Obviously, the use of Stellite-60 in coolant channels was also prohibited in Atucha-II during its design stage (feedback of experience).

During the repair and inspection work in 1989 and, after that, during the subsequent channel replacements, almost all the mentioned Zr foil loosed parts were removed with special tools, once located and surveyed with miniature TV cameras. Nevertheless, in each programmed outage and according to requirements, inspections are performed in order to verify if still there are some of these parts. The goal is to prevent the conceivable obstruction of the moderator heat exchanger´s tubes or an eventual blockage of a fuel element in its channel.

Additional review missions

In May 1995 a WANO mission was performed. A follow-up mission is scheduled in April 1997.

Buenos Aires, 1997-01-13

[4] This NPP is in advanced construction. Its design is similar to that of Atucha-I but its power output will be double.
[5] A non-ferrous alloy containing 60% Co.
[6] Regulatory Standard AR 10.1.1 “Radiological Safety Basic Standard”.

Regulatory Approach on Decommissioning of Nuclear Installations in Argentina

Siraky, G.

Presentado en la 5th Reunión de debate sobre enfoques reguladores de los Estados Miembros en torno a la clausura de instalaciones nucleares, Viena, Austria, 24 al 27 de febrero, 1997

REGULATORY APPROACH ON DECOMMISSIONING OF NUCLEAR INSTALLATIONS IN ARGENTINA

Siraky, G.

National Board of Nuclear Regulation
Argentina

IAEA's Peer Discussions on Regulatory Practices on
Regulatory Approaches in the Member States on
the Decommissioning of Nuclear Installations
Vienna, February 1997

INTRODUCTION

In Argentina, no significant nuclear installations have been or are expected to be decommissioned within the next decade.

There are two nuclear power reactors in operation. The first unit, Atucha I (PHWR, 340 MWe) started its commercial operation in 1974, and the second one, Embalse (CANDU, 600 MWe), in 1984. For the former, the extension of its useful life is under analysis by the operator. A third unit, Atucha II (PHWR, 600 MWe) is in an advanced stage of construction. These installations are owned by a state company, but it is foreseen to privatise their activities in the near future.

Concerning other nuclear installations, three research reactors and three critical assemblies have been in operation and a fourth research reactor is under construction. Two of them (RA-0 and RA-1) were modified to modernise their instrumental and control systems, while a third one (RA-3) was modified to change its core to a lower uranium enrichment (20%). The RA-2's core was disassembled and its fuel retired and stored appropriately.

Other installations include facilities of the front-end of the nuclear power and research reactor fuel cycle, hot cells, radioisotope production, waste management and the final disposition of LLRW.

With reference to uranium mining and milling, some installations have been retired from service and dismantled, with three of them at their stage 2 of decommissioning now.

REGULATORY FRAMEWORK

In 1994, a presidential Decree transferred the regulatory branch of the National Commission of Atomic Energy (Comisión Nacional de Energía Atómica) to the National Board of Nuclear Regulation (Ente Nacional Regulador Nuclear, ENREN). Therefore, ENREN is the Regulatory Authority on radiological and nuclear safety, safeguards, physical protection of nuclear materials and installations, including non-proliferation activities.

The resources and technical personnel of ENREN arose from the regulatory branch of the National Commission of Atomic Energy, and its structure was adapted to a new scheme. The Regulatory Authority has competent technical personnel (176 professionals and technicians), endowed with a large experience in the radiological protection and nuclear safety fields.

Concerning the regulatory philosophy applied, **performance standards are used**, instead of prescriptive ones, since the latter do not warrant by themselves the safety results [1].

Another important concept in the regulatory system in Argentina is: the organisations that have in their purposes the design, construction, commissioning, operation and decommissioning of nuclear installations shall be totally responsible for safety. These organisations are considered

Responsible Organisations, and shall obtain the corresponding licence from the Regulatory Authority before the construction, operation and decommissioning of any relevant installation.

APPLICABLE REGULATIONS

Three standards, issued by the Regulatory Authority, are applicable for the decommissioning of nuclear installations in Argentina. One of them is specific and the other two have general requirements for the licensing of nuclear installations and for the radiological safety. They are:

1. **"Licensing of Relevant Nuclear Installations"[1], AR 0.0.1, ENREN, 1984, Rev.1, 1997.**
2. **"Basic Standard for Radiological Safety", AR 10.1.1, ENREN, 1994.**
3. **"Decommissioning of Nuclear Power Plants", AR 3.17.1, Rev.1, ENREN, 1995.**

The BASIC CONCEPTS in the first one are:

A **licence** issued by the Regulatory Authority is required for the following stages of an installation life-cycle: construction, operation and decommissioning.

A **Responsible Organisation (RO)** must be identified for each relevant installation. This RO is responsible for the nuclear and radiological safety of the installation in all of its stages: design, construction, commissioning, operation and decommissioning. The **RO** must identify a qualified staff member, called **Primary Responsible,** who is assigned with the direct responsibility for the nuclear and radiological safety of this installation.

The **Responsible Organisation** shall present to the Regulatory Authority, with the precedence decided by this regulatory board, the technical documents required for the safety assessment, both nuclear and radiological, corresponding to the installation phase whose licence is applied to.

The third standard makes use of these general requirements for the decommissioning of NPP. The main conditions are:

The **Responsible Organisation,** holder of the **Decommissioning Licence,** is responsible for the planning and provision of the required resources for the safe decommissioning of the nuclear power plant.

The **Decommissioning Programme** shall consider the necessary institutional arrangements and, foresee the adequate radiological protection in each step. A previous approval by the Regulatory Authority is required to implement the Programme.

The **Decommissioning Programme** shall include all the necessary steps for ensuring the adequate radiological protection with the minimal surveillance after the decommissioning.

The **Responsible Organisation** may delegate the performance of the decommissioning, either totally or partially, to third parties, but this delegation does not include the corresponding responsibility. During the decommissioning process, the **Responsible Organisation** shall contemplate and submit to the Regulatory Authority the following documentation:

a) Management of the project

b) Site management

c) Role and responsibilities of the organisations involved

d) Radiation protection

[1] In the regulatory standards, Installations are considered as *relevant* and *non-relevant* (or minor) in function of the associated risk. Examples of relevant installations: nuclear reactors, large accelerators and plants where radioactive materials are processed, used or stored and their inventory is about a given amount. Examples of non-relevant installations: mining and milling facilities , research facilities.

e) Quality assurance

f) Waste segregation, conditioning, transport and final disposal

g) Surveillance after completion of partial stages of decommissioning

h) Physical protection

i) Safeguards and non-proliferation Committments

If the dismantling is deferred for a significant period of time after the final shutdown decision, the **Responsible Organisation** shall provide the adequate storage for drawings, reports, data and all the relevant documents for the decommissioning. In this case, the **Responsible Organisation shall keep its responsibilities during this period.**

In addition to these standards, a plan for the final shutdown and decommissioning of the facility is required by the Regulatory Authority to the Responsible Organisation, to be presented prior to the final shutdown. This requirement is included in the operation licence.

RADIOLOGICAL CRITERIA APPLIED

The **"Basic Standard for Radiological Safety"** (AR 10.1.1, ENREN, 1994) provides the radiological criteria to be applied for the decommissioning of nuclear installations. In spite of the fact that this applicability is not explicitly referenced to in the standard, the **decommissioning phase is considered a part of an installation life-cycle** (according to the AR.0.0.1. Standard, and other international recommendations [2],[3]). Another key point to take into account is that the installations remain under regulatory control until the final requirements of the decommissioning are fulfilled (AR 3.17.1). Therefore, the system of radiological protection established in AR10.1.1 shall be applied (Fig. 1).

Clearance levels were not set forth in this standard, due to this rule have not a prescriptive character. Howewer, the exemption of practices that entails neither effective doses over 10 μSv (for the most exposed individuals) nor effective collective doses beyond 1 man-Sievert is established.

The release of materials during decommissioning activities shall be proposed by the **Responsible Organisation** in the Safety Report or the relevant documentation, required for the issuance of the licence or authorisation. In general terms, the usual radiological practice takes into account the reference levels of surface contamination given in Table 2 [4].

Safety criteria for this stage are similar to those applied to construction or operation, then, several regulatory standards concerning radiological safety in operation are, in general terms, also applicable to decommissioning. This is the case of the regulatory standards AR 3.1.1 "Occupational Exposure", AR 3.1.2 "Limitation of Radioactive Effluents", AR 3.6.1 "Quality Assurance", AR 6.1.1 "Occupational Radiological Safety in Relevant Radioactive Installations", AR 6.1.2 "Limitation of Radioactive Effluents in Relevant Radioactive Installations" [6]-[10]. The first two standards have been recently revised and accepted. The Quality Assurance standard is now under revision to adjust it to the current experience developed at international level [11]. The two latter standards will be revised in the near future.

Regarding the criteria applied to the Radioactive Waste Management, they are presented in reference [12]. Besides, a regulatory standard on the general safety requirements for the final disposal of wastes is in an advanced stage of development.

PREVIOUS EXPERIENCE

The experience on decommissioning in Argentina is limited, due to the type of installations under consideration (non-relevant).

Some related activities are briefly presented below.

The core of the RA-2 critical assembly was disassembled after a reactivity excursion. Its fuel was retired and stored appropriately. No significant activation was found to justify further dismantling.

During the modification of the RA-3 core, some dismantling activities were carried out according to a Plan presented to the Authority. The operator fulfilled other regulatory requirements concerning responsibility assignments, tasks chronogram and description, quality assurance programme, personal licensing and training, commissioning programme, etc. The arisen wastes were considered radioactive, and disposed of in the LLRW facility at the Ezeiza Atomic Centre.

A particular situation is related to the dismantling of the installations where uranium mining and milling activities were carried out. In general, they represent very low individual risk, due to the nature of the ore processed (low and very low uranium content), but considering the presence of long lived radionuclides and the collective dose entailed, action plans after the shutdown were required for ensuring the safe final condition of these installations.

It is important to denote that this report addresses to the decommissioning aspects of the surface structures and equipment, considering that the management of wastes and the close-out aspects of the mill tailings are outside the scope of this meeting.

In the past, there have been eight installations for uranium ore processing. At present only one of them (San Rafael) continues in operation. Regarding the others, Planta Córdoba is devoted to a different uranium processing stage (conversion to uranium dioxide) , two were completely decommissioned (Stage 2), three are at their on-going D & D phase, and the remaining one implemented a temporary shutdown plan (Table 3) [5]. The radiological condition of all the sites and surroundings is monitored by the Operator and by the Regulatory Authority. The former presents monitoring reports periodically to the Authority, and ENREN performs independent measurements to verify their safety conditions.

REFERENCES

[1] Sajaroff, Pedro, “Regulatory criteria considered in Argentina for the decommissioning of nuclear installations”, presented at IAEA’s Technical Committee Meeting on the Development of Regulatory Procedures for the Decommissioning of Nuclear Facilities, Vienna, (1987).

[2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION - 1990 Recommendations, ICRP Publication 60, Pergamon Press (1991).

[3] IAEA/FAO/ILO/PAHO/WHO, Basic Safety Standards - International Standards for Protection Against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).

[4] Menossi, C. - Personal communication, 12/96.

[5] Plaza, H. , Internal Report, 2/95.

[6] Regulatory Standard AR 3.1.1 “Occupational Exposure”, Rev.0, CNEA-CALIN, (1992), Rev.1, ENREN, (1997)

[7] Regulatory Standard AR 3.1.2 “Limitation of Radioactive Effluents”, Rev.0, CNEA-CALIN, (1992), Rev.1, ENREN, (1997)

[8] Regulatory Standard AR 3.6.1 “Quality Assurance”, Rev.0, CNEA-CALIN, 1992

[9] Regulatory Standard AR 6.1.1 “Occupational Radiological Safety in Relevant Radioactive Installations”, Rev.0, CNEA-CALIN, (1992)

[10] Regulatory Standard AR 6.1.2 “Limitation of Radioactive Effluents in Relevant Radioactive Installations”, Rev.0, CNEA-CALIN, (1992)

[11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY - “Quality assurance for safety in nuclear power plants and other nuclear installations”, Safety Series No.50-C/SG-Q , IAEA, Vienna, (1996).

[12] Palacios, Elías; “Criteria and options used in Argentina for the disposal of radioactive wastes”, IAEA-CN-48/54, Vienna (1987).

TABLES

Table 1 - NUCLEAR INSTALLATIONS IN ARGENTINA

NUCLEAR POWER REACTORS				
UNIT	**TYPE**	**START OF OPERATIONS**	**LIFE-CYCLE PHASE**	**OPERATOR**
ATUCHA I	PHWR, 340MWe	1974	OPERATION	NASA
EMBALSE	CANDU, 600 MWe	1984	OPERATION	NASA
ATUCHA II	PHWR, 600MWe	Ä	CONSTRUCTION	NASA

RESEARCH REACTORS AND CRITICAL ASSEMBLIES				
UNIT	**TYPE**	**FUNCTIONING PERIOD**	**LIFE-CYCLE PHASE**	**OPERATOR**
RA-0	^{235}U 20% 1 Wt	1970 – 1974 1987 - continues	COMMISSIONING AFTER MODERNISING	Cordoba University
RA-1	^{235}U 20% 40 kWt	1958 - continues	OPERATION	CNEA
RA-2	^{235}U 90% 1 Wt	1966 - 1983	DISASSEMBLED	CNEA
RA-3	^{235}U 20% 5 MWt	1967 - continues	OPERATION	CNEA
RA-4	^{235}U 20% 1 Wt	1971 - continues	OPERATION	Rosario University
RA-6	^{235}U 90% 500 kWt	1982 - continues	OPERATION	CNEA
RA-8	^{235}U 1,8-3,4% 10 Wt	_____	CONSTRUCTION	INVAP

Table 2 - REFERENCE LEVELS OF SURFACE CONTAMINATION FOR THE RELEASE OF MATERIALS

TYPE OF ACTIVITY	**Bq/cm^2**
BETA / GAMMA EMITTERS	4
LOW TOXICITY ALPHA EMITTERS	0.4
HIGH TOXICITY ALPHA EMITTERS	0.04

WHEN THE SURFACE IS LARGE, THE REFERENCE LEVEL IS IN ALL THE CASES 0.04 Bq/cm^2

Aspectos regulatorios de la gestión de residuos radiactivos en Argentina

Siraky, G.

Presentado en las Jornadas de Actualización sobre Gestión de Residuos,
Sociedad Argentina de Radioprotección, 4 al 5 de setiembre, 1997

ASPECTOS REGULATORIOS
DE LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS EN ARGENTINA

Siraky, G.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

Mi objetivo hoy es presentarles los “Aspectos regulatorios de la gestión de residuos radiactivos”.

En esta exposición se presenta una breve reseña histórica de la actividad regulatoria nuclear en nuestro país, el marco legislativo y regulatorio de la gestión de residuos radiactivos y los criterios aplicados en la misma.

MARCO LEGISLATIVO Y BREVE RESEÑA HISTÓRICA

La ARN es una entidad autárquica, creada por la Ley Nacional de la Actividad Nuclear, (Nº 24804) en su Art.7, asignándole las funciones de:

- Regular
- Fiscalizar la actividad nuclear en lo concerniente a:
  - ◊ Seguridad radiológica y nuclear
  - ◊ Protección física de los materiales nucleares
  - ◊ Salvaguardias
- Asesorar al poder ejecutivo nacional en materia de su competencia.

Estas no son actividades novedosas en el ámbito nuclear. Desde los años 50 hasta 1994 la CNEA fue el organismo que entre sus muchas funciones tenía la fiscalización y la regulación de la seguridad radiológica y nuclear.

La actividad ha ido evolucionando desde el antiguo Departamento Evaluaciones de Riesgo hasta el CALIN (Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares), con el soporte de, primero la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear, y luego, la Gerencia de Área Asuntos Regulatorios en Seguridad Radiológica y Nuclear.

Como consecuencia de la evolución de la actividad nuclear en nuestro país, se hizo necesaria la independencia funcional de la organización regulatoria frente a otras actividades de la CNEA.

En 1994, el Gobierno Nacional transfiere la autoridad para la regulación de las actividades nucleares de la rama regulatoria de la CNEA al Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) mediante el Decreto 1540/94. Luego, en 1997, la Ley Nacional de la Actividad Nuclear establece que la ARN es la sucesora del ENREN. Por lo que hay una continuidad del accionar regulatorio por más de cuarenta años.

Para terminar con esta reseña se puede concluir que la Ley Nacional de la Actividad Nuclear le otorga a la ARN la competencia legal para desarrollar, establecer y aplicar un régimen regulatorio a todas las actividades nucleares realizadas en la República Argentina. Estas funciones también cubren las actividades de fiscalización de instalaciones generadoras y gestionadoras de RR.

ACTIVIDAD REGULATORIA

El accionar de la ARN se lleva a cabo en el marco de un sistema regulatorio cuyo aspecto fundamental es el enfoque adoptado para establecer los requisitos de seguridad, al cual se conoce como “Normas de performance”, es decir establecen el cumplimiento de objetivos de seguridad. Dicho sistema cuenta con un conjunto de normas conocidas como “Normas AR”, basadas en un conjunto de conceptos fundamentales: los criterios básicos de seguridad radiológica y nuclear. Estas normas establecen entre otros requerimientos que no puede iniciarse la construcción, operación o desmantelamiento de una instalación nuclear sin las licencias de construcción, operación o retiro de servicio, según corresponda, y que se debe solicitar una autorización para introducir cualquier modificación en las instalaciones que afecte la seguridad de las mismas. Lo cual es aplicable también a las instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

Esto nos lleva al segundo fundamento del sistema regulatorio: **la responsabilidad por la seguridad recae en la organización operadora,** y se basa en la experiencia y calificación de diseñadores, constructores y operadores, y en la adecuada toma de decisiones por la Entidad Responsable.

Las actividades de fiscalización de la ARN son:

Inspecciones rutinarias,
Inspecciones no rutinarias,
Evaluaciones de seguridad,
Auditorías.

Estas son herramientas regulatorias utilizadas para la fiscalización de las actividades nucleares. Recientemente se efectuó en nuestra institución un Taller sobre Residuos Radiactivos, con un número importante de inspectores, a fin de discutir las recomendaciones de las mejoras a introducir durante las inspecciones a fin de asegurar que estén cubiertos todos los aspectos de Seguridad de Residuos Radiactivos.

La ARN también realiza evaluaciones de seguridad de prácticas y sistemas de Gestión de Residuos Radiactivos. El principal objetivo de tales evaluaciones es verificar el cumplimiento de los criterios en vigencia y de los requisitos regulatorios impuestos a la Entidad Responsable.

CRITERIOS REGULATORIOS APLICADOS A LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Los criterios que se aplican a la GRR, al igual que al resto de las actividades nucleares y a cualquier práctica que involucra materiales radiactivos, surgen de la Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR10.1.1 y su cumplimiento es fundamental para los generadores y gestionadores de residuos radiactivos.

En la **Tabla 1** se exponen los puntos sobresalientes del Sistema de Protección Radiológica de la Norma, AR10.1.1.

Esta norma también ha cubierto los aspectos fundamentales de la gestión de residuos radiactivos en lo que respecta a la fase de aislación de los mismos por barreras múltiples, y a las evaluaciones de seguridad de este tipo de sistemas, contemplando eventos normales de degradación y eventos potenciales.

Dado que esta es una norma genérica para el manejo de materiales nucleares, desde algún tiempo atrás se está analizando una norma específica para residuos radiactivos, y los puntos más importantes que contempla se presentan en la **Tabla 2**.

LÍMITES DE RIESGO

Los criterios de protección radiológica aplicados por la ARN para la disposición final de residuos radiactivos indican que ningún miembro del grupo crítico debe ser expuesto a un riesgo mayor que 10^{-5} a $^{-1}$ con optimización de los sistemas de protección, y si el riesgo es menor que 10^{-6} a $^{-1}$, la optimización no es considerada necesaria. Estos valores de riesgo son equivalentes a una restricción de 0,3 mSv a $^{-1}$ y a un nivel de dosis de referencia de 0,03 mSv a $^{-1}$ respectivamente. Estos criterios son consistentes con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, en inglés). El principal objetivo es asegurar que los riesgos individuales se encuentren debajo de los límites apropiados y que el impacto radiológico permanezca tan bajo como sea razonable alcanzar (ALARA).

OPTIMIZACIÓN DE LOS SISTEMAS DE PROTECCIÓN

Los sistemas de protección radiológica usados para la gestión de los residuos radiactivos deben ser optimizados teniendo en cuenta la reducción de la dosis efectiva, el costo de las diferentes opciones (considerando también las alternativas de dilución-dispersión y concentración-confinación), las incertezas asociadas a los largos períodos y como condición límite, las restricciones de dosis.

RESPONSABILIDADES

Los generadores de residuos radiactivos (es decir los operadores de las instalaciones nucleares, u otros usuarios de material radiactivo) son responsables de que los residuos por ellos generados sean gestionados con un adecuado nivel de protección de los trabajadores y del público. Los operadores pueden delegar la gestión de los residuos, pero no transfieren sus responsabilidades. Los criterios para la disposición final de residuos radiactivos se basan en el hecho que los residuos no requieren tratamientos posteriores ni se consideran usos posteriores de los mismos. La disposición final de residuos radiactivos debe contar con una autorización previa y expresa de la ARN en la licencia o autorización de operación. Adicionalmente, para disponer como residuos radiactivos materiales sujetos a salvaguardias, se requiere una previa y específica autorización de la ARN.

RESIDUOS LÍQUIDOS Y GASEOSOS

Para cumplir con los límites de descarga establecidos por las regulaciones vigentes, los residuos radiactivos líquidos y gaseosos deben ser tratados por decaimiento o retención si es necesario. Finalmente, los residuos que no cumplen con los criterios previos deben ser solidificados o inmovilizados.

RESIDUOS SÓLIDOS

La disposición final de residuos radiactivos sólidos puede ser realizada aplicando, cuando corresponde, un sistema de barreras múltiples. Estas barreras deben ser apropiadas para el período de confinamiento requerido para el decaimiento de los radionucleidos, y están compuestas por barreras geológicas naturales y de ingeniería, las que deben ser redundantes, independientes y de distinta índole. El cierre de una instalación para la disposición final de residuos radiactivos, o de un sistema en particular relacionado con dicha instalación debe ser previamente autorizado por la ARN. La responsabilidad del operador de la instalación se extiende hasta las etapas finales de cierre, post-cierre y control institucional durante el período establecido por la ARN. Cuando la Entidad Responsable solicita las licencias de construcción y de operación, debe demostrar que el sistema puede cerrarse adecuadamente y que en el período posterior al cierre se dispondrá de la seguridad adecuada.

EVALUACIÓN DE SEGURIDAD DE LOS SISTEMAS DE DISPOSICIÓN

La evaluación de seguridad de los sistemas de disposición final de residuos debe cubrir las etapas de diseño, construcción y operación, como así también su estado luego del cierre y su evolución futura. deben considerarse varios tipos de escenarios, entre ellos los de "*evolución normal*" (considerando una degradación promedio del sistema) y los "*escenarios incidentales o accidentales*" (como resultado de eventos disruptivos probables). La evaluación de seguridad puede ser presentada en términos de dosis para escenarios normales, en términos de riesgo para eventos probabilísticos, o por otro indicador de seguridad considerado apropiado para el período de confinamiento requerido, a satisfacción de la ARN. En el caso de escenarios normales, la dosis estimada para las futuras generaciones no debe exceder las restricciones de dosis establecidas en el momento de la disposición, Para eventos disruptivos, deben ser usados los límites de riesgo establecidos anteriormente.

INFORMACIÓN A SUMINISTRAR A LA ARN

La entidad responsable de la instalación que genera los residuos o de la instalación de disposición de los residuos debe mantener un inventario actualizado de los residuos dispuestos durante la fase operativa, por sí mismo o por terceras partes. El inventario dispuesto anualmente debe ser informado anualmente a la ARN. Los archivos de los inventarios deben ser remitidos a la ARN después de cesar sus actividades. La entidad responsable de la instalación de disposición de los residuos radiactivos debe informar anualmente a la ARN sobre el grado de cumplimiento de las restricciones de dosis establecidas en la correspondiente licencia o autorización de operación. Esta información estará basada en evaluaciones realizadas con la ayuda de modelos apropiados. considerando la evolución prevista de las propiedades del material de las barreras.

EVALUACIONES DE SEGURIDAD PARA LA DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS

La ARN le ha dado particular importancia al desarrollo de su capacidad para evaluar la seguridad de la disposición final de residuos y su utilización con fines regulatorios. Ha desarrollado el criterio independiente necesario para evaluar la seguridad de estas instalaciones, desarrollado herramientas computacionales que también pueden ser utilizados para la toma de decisiones regulatorias. Estas herramientas son modelos de evaluación de una instalación de disposición superficial, considerando el término fuente, el transporte de radionucleidos en tres dimensiones y las dosis para varios escenarios (normal e intrusivo, incluyendo distintos caminos de exposición). Estos códigos han participado en el ejercicio de intercomparación NSARS del OIEA. Actualmente, la ARN está tomando parte de los programas de investigación coordinados por el OIEA denominados "Mejoramiento de las Evaluaciones de Seguridad"(ISAM en inglés) y "Modelado de la Biosfera y Métodos de Evaluación (BIOMASS en inglés).

La rama regulatoria de la CNEA ya demostró su interés en las evaluaciones de seguridad de la disposición de RRAA al encarar en los años ochenta un estudio de factibilidad para la construcción de un repositorio. Las conclusiones de este estudio han sido *"La disposición final de residuos radiactivos de alta actividad acondicionados en forma sólida, en formaciones geológicas profundas de características adecuadas, es una solución que no representa para las generaciones actuales y futuras riesgos mayores que los riesgos habitualmente aceptados en la vida diaria. El estado actual del conocimiento resulta suficiente para demostrar que los residuos generados por el Programa Nuclear Argentino pueden ser dispuestos en nuestro país en forma segura".*

CONCLUSIONES

En la República Argentina la ARN controla las actividades nucleares en lo que respecta la seguridad radiológica y nuclear, y en consecuencia, la gestión de los residuos radiactivos generados en esa actividad. Las actividades de control son aseguradas por un plantel multidisciplinario de profesionales, compuesto por especiales en gestión de residuos

radiactivos, en seguridad radiológica, nuclear y transporte, en protección física y no proliferación.

La ARN participa también activamente a nivel internacional en la formulación de recomendaciones de organismos internacionales, tales como IAEA, ICRP y UNSCEAR, y actualmente forma parte del Comité Asesor en Normas de Residuos Radiactivos (WASSAC, Waste Safety Standards Avisory Committee).

En fin en nuestro país, el control regulatorio de la gestión de residuos radiactivos está evolucionando a partir de la seguridad radiológica hasta cubrir los principios de seguridad de residuos internacionalmente acordados.

ANTECEDENTES

[1] Ley No. 24804 – "Ley Nacional de la Actividad Nuclear".

[2] Ley No. 25018 – "Régimen de gestión de residuos radiactivos".

[3] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26 - "Recommendation of the International Commission on Radiological Protection", Adopted in January 1977, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **1** (3), 1977.

[4] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60 - "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection" Adopted in November 1990, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **21** (1-3), 1990.

[5] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 77 - " Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste" Adopted in May 1997, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **27** (Suplement), 1997.

[6]ARN, Norma AR 10.1.1, "Norma básica de seguridad radiológica" , Revisión 1 , Buenos Aires, 1995.

[7] ARN, Norma AR 0.11.1, "Condiciones para la obtención de autorizaciones específicas del personal de instlaciones relevantes" , Revisión 1 , Buenos Aires, 1997.

[8] ARN, Norma AR 0.12.1, "Requerimientos de aptitud psicofísica para autorizaciones específicas" , Revisión 1, Buenos Aires, 1997.

[9] Decreto No. 1390/1998, Poder Ejecutivo Nacional

[10] Comisión Nacional de Energía Atómica, "Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad", Estudio de Factibilidad y Anteproyecto de Ingeniería. (Primera Parte), República Argentina, 1990.

TABLA 1 - EL SISTEMA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

(CONTENIDA EN NORMA BÁSICA DE SEGURIDAD RADIOLÓGICA - AR10.1.1.)

APLICADA A:

PRÁCTICAS E INTERVENCIONES

AUTORIDAD COMPETENTE

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR (ARN)

PRÁCTICAS

LICENCIAS SE REQUIEREN PARA:

- PLANTAS DE ENERGÍA NUCLEAR
- CONJUNTOS CRÍTICOS
- ACELERADORES OPERANDO SOBRE 100 keV
- INSTALACIONES QUE OPERAN CON MATERIALES RADIACTIVOS CON UN INVENTARIO RADIACTIVO ÍNDICE POR ENCIMA DE 2
- INSTALACIONES QUE OPERAN CON URANIO ENRIQUECIDO SOBRE 1%

AUTORIZACIONES SE REQUIEREN PARA:

- AQUELLAS INSTALACIONES NO INCLUIDAS EN EL LISTADO PREVIO
- PRÁCTICAS NO EXENTAS

EXENCIONES

PRÁCTICAS QUE PRODUCEN

- DOSIS EFECTIVA POR DEBAJO DE 10 µSv EN UN AÑO EN LOS INDIVIDUOS DEL PÚBLICO MÁS EXPUESTOS (GRUPO CRÍTICO)
- DOSIS EFECTIVA COLECTIVA POR DEBAJO DE 1 Sv-hombre

RESPONSABILIDADES

JUSTIFICACIÓN Y OPTIMIZACIÓN

LÍMITES DE DOSIS Y RESTRICCIONES

- **TRABAJADORES**

  $E \leq 20$ mSv en un año (promediado en 5 años consecutivos)
  $H_{crystalline} \leq 150$ mSv en un año
  $H_{skin} \leq 500$ mSv en un año

- **PÚBLICO**

  $E \leq 1$ mSv en un año
  $H_{crveralline} \leq 15$ mSv en un año
  $H_{skin} \leq 50$ mSv en un año
  RESTRICCIÓN DE DOSIS PARA INSTALACIONES: $E_c \leq 0{,}3$ mSv/a

INTERVENCIONES

AQUELLAS ACCIONES TOMADAS PARA REDUCIR LA EXPOSICIÓN DEBIDO A:

- CIERTAS FUENTES NATURALES
- PRÁCTICAS O ACCIDENTES DEL PASADO
- SITUACIONES ACCIDENTALES

TABLA 2 - CRITERIOS REGULATORIOS APLICADOS A LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

- Límites de riesgo
- Optimización de los sistemas de protección
- Responsabilidades
- Residuos Líquidos y Gaseosos
- Residuos sólidos
- Evaluaciones de los sistemas de disposición
- Información a suministrar a la Autoridad Regulatoria Nuclear

Eliminación de residuos radiactivos de alta actividad

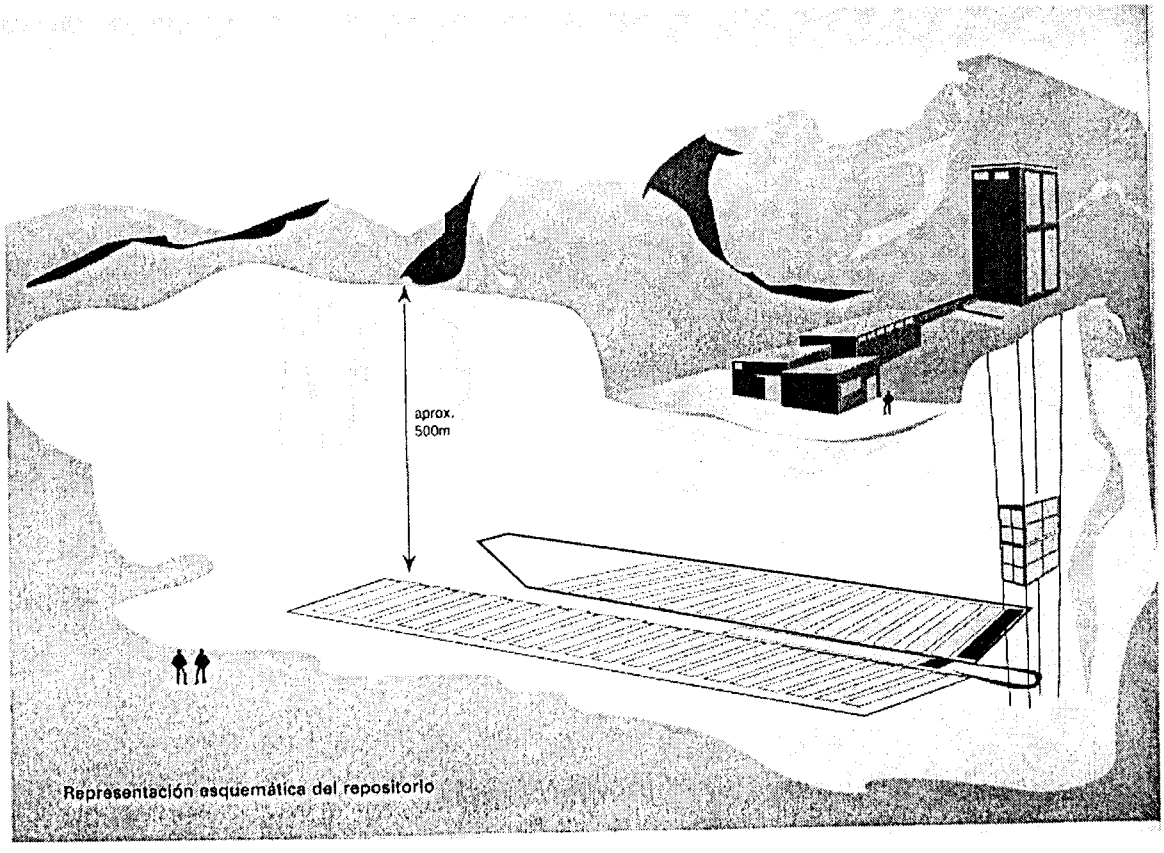
Ciallella, N.R.

Publicado en: Ciencia Hoy, Vol. 7, Nº 42, pp. 19-27, 1997

ELIMINACIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS DE ALTA ACTIVIDAD

Ciallella, N.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina



Representación esquemática del repositorio

En 1980, la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) decidió estudiar el destino que se daría a los llamados *residuos radiactivos de alta actividad*. Inició entonces un conjunto de investigaciones en las que intervinieron especialistas de diversas disciplinas. El trabajo dio origen a una voluminosa documentación técnica, publicada en 1990 (*Repositorio de residuos radiactivos de alta actividad: estudio de factibilidad y anteproyecto de ingeniería*, 45 volúmenes) y disponible en varias bibliotecas (CNEA, Congreso de la Nación, legislatura del Chubut, etc.). El estudio apuntó exclusivamente a la eliminación de desechos generados en la Argentina y no consideró la posibilidad de recibir materiales provenientes de otros países. Así, en un documento del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) se mencionó que nuestro país está llevando a cabo "un estudio de factibilidad y de definición conceptual de la ingeniería de un repositorio profundo en formaciones graníticas no fracturadas para la eliminación de los residuos del *plan nuclear argentino*" (Boletín OIEA, 25, 4, 1984). Desde 1994, por otro lado, recibir residuos del extranjero está vedado por el artículo 41 de la constitución nacional reformada, que dice: *se prohíbe el ingreso al territorio nacional de residuos actual o potencialmente peligrosos, y de los radiactivos.*

Los objetivos del citado estudio fueron: (I) demostrar que, con el conocimiento tecnológico disponible, los residuos radiactivos de alta actividad podían ser eliminados en forma segura –entendiendo por tal a cualquier forma de eliminación cuya probabilidad de sufrir un accidente en un año fuese menor a una en un millón–; (II) identificar una formación geológica aceptable para la eliminación de los residuos; (III) identificar los aspectos tecnológicos en los que sería necesario concentrarse, y (IV) calcular la incidencia de la eliminación de los residuos en el costo de la energía eléctrica de origen nuclear.

Por *residuos radiactivos* se entiende cualquier material de desecho de instalaciones o artefactos nucleares que contenga o esté contaminado por sustancias que emitan radiaciones mayores que las consideradas aceptables. Se los puede dividir de manera sencilla en: *residuos exentos* o *desregulados* y residuos de *baja, media* y *alta actividad*.

Se consideran *residuos desregulados* o exentos de control a aquellos cuya radiactividad es suficientemente baja como para que no se justifique incluirlos en el sistema de regulación y control. Pueden tratarse como residuos ordinarios y eliminarse junto con estos, ya sea inmediatamente de ser generados o después de un tiempo de almacenamiento que lleven las emisiones al nivel requerido.

Los residuos de *baja actividad* son aquellos que deben mantenerse aislados por un tiempo igual o menor que la vida útil de las instalaciones que los generan. A esta categoría pertenece la mayoría de los desechos sólidos de la operación de instalaciones nucleares y del uso de isótopos radiactivos para diversos propósitos; suelen ser papeles, materiales plásticos, telas, etc. Los residuos de *media actividad* requieren tiempos de aislamiento superiores a la vida útil de las instalaciones que los producen, pero menores que la de los materiales –como el hormigón o determinados compuestos orgánicos– con los que se los puede mantener incomunicados con el ambiente, es decir, con los que se crean *barreras de ingeniería*; a esta categoría pertenecen resinas, barros, filtros de centrales nucleares y fuentes radiactivas de uso médico e industrial. Los *residuos de alta actividad* requieren tiempos de aislamiento del ambiente considerablemente mayores, del orden de las centenas de años; provienen típicamente de los combustibles de las centrales nucleares. El presente trabajo se refiere exclusivamente a desechos de alta actividad.

Con el estudio mencionado, del que participaron alrededor de doscientos especialistas de varias universidades y de otras instituciones del sector científico y tecnológico del país, se encaró el análisis de un eventual problema ambiental décadas antes de que se produjera. La decisión de considerar con suficiente anticipación los aspectos técnicos de la eliminación de esos residuos, y evitar transferir el problema a las generaciones futuras, se basó no sólo en premisas tecnológicas sino, también, en el criterio ético de que *las generaciones que reciben los beneficios de la energía nuclear deben hacerse cargo de los residuos*. Como lo señaló el secretario general de la UNESCO, Federico Mayor, "los derechos de las generaciones futuras dependen del cumplimiento de los deberes de las generaciones presentes, frente a sus hijos y a los hijos de sus hijos" (*Correo de la UNESCO*, marzo de 1993).

En agosto de 1992, sin embargo, la CNEA tomó la decisión de no seguir adelante con los planes de construir un repositorio para los desechos en cuestión, la que ratificó el directorio de la CNEA en marzo de 1997. La ley nacional sobre la actividad nuclear (24.804), promulgada en abril de 1997, estableció que, para definir la ubicación de un repositorio de residuos, la CNEA debe proponer un lugar de emplazamiento que haya sido aprobado por la Autoridad Regulatoria Nuclear en lo referente a seguridad radiológica y nuclear, y por una ley del estado provincial donde esté localizado (art. 12).

Los residuos radiactivos de alta actividad son una consecuencia inevitable de la operación de centrales nucleares: cuando se toma la decisión de construir y operar una central, se ha tomado también la decisión de generar tales residuos. La mayoría de los países que utilizan esa clase de energía para producir electricidad ha implantado, por ello, programas orientados a eliminarlos de manera segura. Hay amplio acuerdo en la comunidad tecnológica y científica internacional acerca de la forma de encarar dicha eliminación, que consiste, esencialmente, en aislar los residuos del ambiente encerrándolos tras barreras naturales y artificiales. Según las experiencias de otros países, las barreras naturales más convenientes son formaciones geológicas de rocas graníticas cristalinas, domos de sal, basaltos o arcillas, de las cuales, desde un punto de vista técnico, las dos primeras constituyen las mejores opciones. La eliminación en basaltos o arcillas generalmente es adoptada por países en cuyos territorios no hay formaciones graníticas no mineras ni domos de sal no petrolíferos. Cuando lanzó su estudio, la CNEA decidió concentrar los esfuerzos en los macizos graníticos, abundantes en todo el territorio argen-

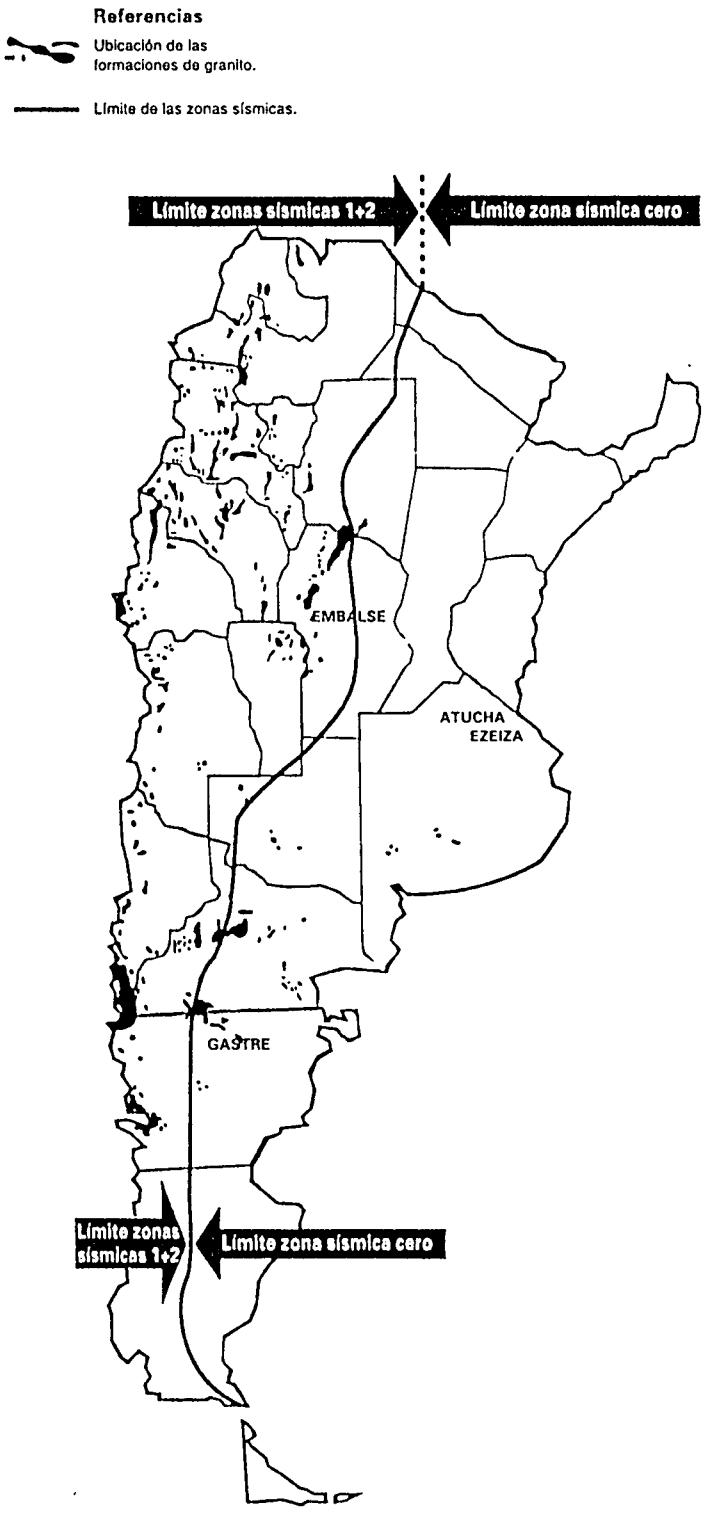


Fig. 1.
Formaciones geológicas de rocas graníticas cristalinas en la Argentina, aptas para ubicar un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad, popularmente llamado *basurero nuclear*.

tino (Fig. 1), en el que, por otro lado, no se conoce la existencia de domos de sal que puedan servir para este propósito.

A diferencia de los residuos industriales peligrosos por su naturaleza química, los radiactivos, debido a su mucho menor volumen, pueden ser exitosamente aislados del ambiente. También es un factor favorable el que los riesgos radiológicos disminuyan con el tiempo. Estudios varios (por ejemplo, los realizados por la empresa sueca creada por los operadores de centrales nucleoeléctricas de ese país para hacerse cargo de los residuos de sus plantas) han concluido que la eliminación geológica puede lograr los niveles requeridos de seguridad. A las dudas sobre si es posible evaluar tal seguridad en plazos largos, diversos grupos técnicos con sólidos antecedentes, sobre todo, convocados por organismos internacionales como la OIEA o la OCDE, han determinado que hay, efectivamente, métodos de hacerlo y que su uso apropiado, unido a disponer de información suficiente sobre los emplazamientos de eliminación, permite decidir si un sistema de eliminación determinado ofrece a la sociedad la seguridad que esta considere suficiente.

Para examinar brevemente cómo se producen los residuos, digamos que, cuando se genera energía eléctrica en centrales nucleares, el uranio utilizado como combustible sufre el proceso físico de *fisión*, que consiste en la división de su núcleo atómico en dos fragmentos principales, con emisión de neutrones y desprendimiento de calor. Con este, las plantas producen vapor que mueve una turbina, la cual impulsa los generadores eléctricos. Pero al fisionarse, el uranio se desdobla en *productos de fisión* y estos, sufridas ciertas transformaciones que dan lugar a elementos pesados, se van acumulando en los tubos metálicos que contienen el combustible. Después de algún tiempo, ese combustible se agota y debe ser retirado del reactor, pero sigue conteniendo cierta cantidad de uranio residual –que no se fisionó–, los productos de fisión y los elementos pesados que se formaron en el reactor. Los productos de la fisión y los elementos pesados, con excepción del plutonio, constituyen los residuos radiactivos de alta actividad, que en las centrales es-

LOS TERREMOTOS Y LA TEORÍA TECTÓNICA GLOBAL

La teoría tectónica global explica, entre otras cosas, las relaciones entre sismología y geología. Sostiene que la corteza terrestre o *litosfera*, cuyo espesor oscila entre 100 y 150km, está fragmentada en quince placas de distintos tamaños, que se apoyan o flotan sobre la *astenosfera*, parcialmente fundida, y se desplazan horizontalmente con respecto a esta a la velocidad de unos centímetros por año. Algunas, como los del Pacífico, son casi totalmente oceánicas, la mayoría son oceánicas y continentales y ninguna es completamente continental. Sus bordes son de tres tipos: constructivos (porque en ellos se genera litosfera nueva), destructivos (porque porciones de litosfera desaparecen dentro de la Tierra) y conservadores, también llamados *fallas de transformación*, en los que no se crea ni se destruye corteza, y tiene lugar una fricción o deslizamiento de bordes de placas contiguas. La mayoría de las fallas de transformación se encuentran en el fondo oceánico, pero algunas están en zonas terrestres, como la conocida de San Andrés, en California.

La destrucción de litosfera ocurre cuando, al desplazarse, una placa se hunde debajo de otra, fenómeno que se denomina *subducción*. Si una placa oceánica se mete debajo de una continental, en el borde del continente se forman cordilleras, como la de los Andes, o las montañas Rocosas; si se mete debajo de otra oceánica, se producen arcos insulares, los de las Marianas y las Filipinas.

Cuando tiene lugar la subducción, el rozamiento de las placas genera calor, que produce un intenso vulcanismo, y la incorporación del agua almacenada en la capa que se hunde en las profundidades aumenta el carácter explosivo de las erupciones.

En la región que interesa en este artículo, que comprende la sierra del Medio, la actividad sísmica se explica como resultado de la interacción de la placa Sudamericana con las de Nazca y la Antártida. Las dos últimas forman el fondo oriental del Pacífico: aquella al norte y esta al sur de, aproximadamente, los 45º de latitud. En dicha interacción predomina la colisión entre las placas Sudamericana y de Nazca, con la subducción de la segunda, cuyas manifestaciones más notables son la fosa oceánica chileno-peruana y las cordilleras geológicamente recientes que se extienden a lo largo del borde occidental de Sudamérica. El movimiento relativo de dichas placas explica la importante actividad sísmica del litoral chileno, la zona en que se crean mayores tensiones y, consecuentemente, en la que ocurren sismos de cierta magnitud. Pero el movimiento relativo entre las placas Antártica y Sudamericana es casi de un orden de magnitud menor que el verificado entre esta placa y la de Nazca, por lo que la energía generada por la colisión es también menor. Se explica así que la actividad sísmica sea menor al sur del paralelo de Gastre que al norte.

tán encerrados de manera estanca en vainas metálicas diseñadas para permanecer en el reactor por alrededor de un año y luego ser almacenadas en piletas o silos de decaimiento por algunas décadas (pero no más allá de medio siglo).

En algunos casos, en vez de ser llevados a un repositorio para aislarlos del ambiente, los residuos pueden ser reprocesados para darles un uso adicional en una central, pero siempre habrá, al final, algunos que ya no sirvan y deban ser eliminados. El reprocesamiento consiste en un tratamiento que permite recuperar el plutonio –cuyas propiedades para fisionarse y, consecuentemente, para producir calor son similares a las del uranio– y separarlo del material inservible, que constituye propiamente el residuo. El confinamiento de combustible sin reprocesar desperdicia la capacidad energética del plutonio e incrementa el riesgo radiológico por la presencia de más material radiactivo. Por otra parte, la cantidad de energía que se puede extraer del plutonio es mucho mayor que la contenida en la misma masa de uranio: el plutonio producido por las centrales Atucha I, Atucha II y Embalse durante treinta años de operación equivaldría en términos energéticos a todas las reservas de uranio del país.

El proyecto de eliminación de residuos de alta actividad preparado por la CNEA incluía el mencionado reprocesamiento. A tal efecto, se planeaba disolver los residuos sin reprocesar en ácido y luego calcinarlos. Para disponer de los productos de fisión y de los elementos pesados, el proyecto contemplaba incluirlos en materiales vítreos o cerámicos, para transformar los residuos en un sólido estable, de muy lenta disolución en el agua: se puede estimar que vidrios sumergidos en agua pueden tardar varias decenas de miles de años en disolverse. Piezas de vidrio de la época romana, producto de técnicas mucho más primitivas que el vidrio actual, han sido rescatadas en buen estado del fondo del mar después de 2000 años, a lo que debe agregarse que la agresividad química o capacidad de corroer del agua de mar es muy superior a la del agua subterránea que podría infiltrarse en repositorios construidos en formaciones geológicas.

Una vez obtenidos los residuos vitrificados, el proyecto establecía que fuesen recubiertos con una plancha de plomo de suficiente espesor como para impedir toda entrada de agua, por lo menos durante los primeros 1000 años, tiempo suficiente para que los productos de fisión disminuyeran significativamente su radiactividad. El plomo es relativamente abundante en el país, barato y de uso corriente como blindaje contra la radiación pero, sobre todo, tiene una excelente capacidad de soportar la corrosión del agua, cuestión sobre la que existen datos que se refieren a lapsos mayores que los 1000 años tomados como referencia. Por ejemplo, Ettore Fiorini y un equipo de físicos del *Istituto Nazionale di Fisica Nuclear* de Milán analizó lingotes de plomo encontrados en los restos de un velero de carga romano naufragado en el Mediterráneo entre los años 70 y 50 a.C. e informó sobre sus hallazgos en *Science* (254:192, 1991). Los contenedores de plomo, por otra parte, fueron diseñados de forma que dieran cumplimiento a las normas internacionales para transporte de material radiactivo, las que, entre otras cosas, determinan que tales recipientes deben ser capaces de

LA ESCALA DE MERCALLI MODIFICADA: VALOR DE SUS GRADOS

I No se siente el sismo, salvo por escasas personas que se hallan en circunstancias favorables para hacerlo.

II Lo sienten pocas personas que están en estado de reposo. Oscilan los objetos delicados que están suspendidos.

III Se percibe principalmente en lugares cerrados. Es posible que se sacudan los vehículos detenidos.

IV Se siente marcadamente en lugares cerrados y las personas que duermen se despiertan. Los vehículos se sacuden; las ventanas, vibran.

V Se siente en casi todas partes. Se desprende parte del enlucido de muros y se rompen platos y ventanas. Los relojes de péndulo se detienen.

VI Todos lo sienten; muchos se alarman. Se estropean chimeneas y enlucidos de paredes. Se desplazan los muebles y muchos objetos se vuelcan.

VII Todos corren hacia el exterior. Se siente en los vehículos en movimiento. Se registran daños estructurales moderados en las construcciones.

VIII Alarma general. Las estructuras endebles quedan muy afectadas. Caen paredes y muebles. Cambia el nivel del agua de los pozos.

IX Pánico. Las estructuras endebles quedan totalmente destruidas y se producen amplios daños en estructuras bien construidas, cimientos y cañerías subterráneas. Aparecen fisuras y grietas en el suelo.

X Pánico. Sólo permanecen en pie, las construcciones más fuertes. La tierra queda muy agrietada. Se doblan las vías férreas y los ríos desbordan.

XI Pánico. Quedan en pie muy pocos edificios. Anchas fisuras en el suelo. Se forman escarpas de falla. Los caños subterráneos quedan inutilizados.

XII Pánico. Destrucción total. Se observan las ondas en el suelo y se distorsionan las líneas visuales y de nivel. Los objetos vuelan por los aires.

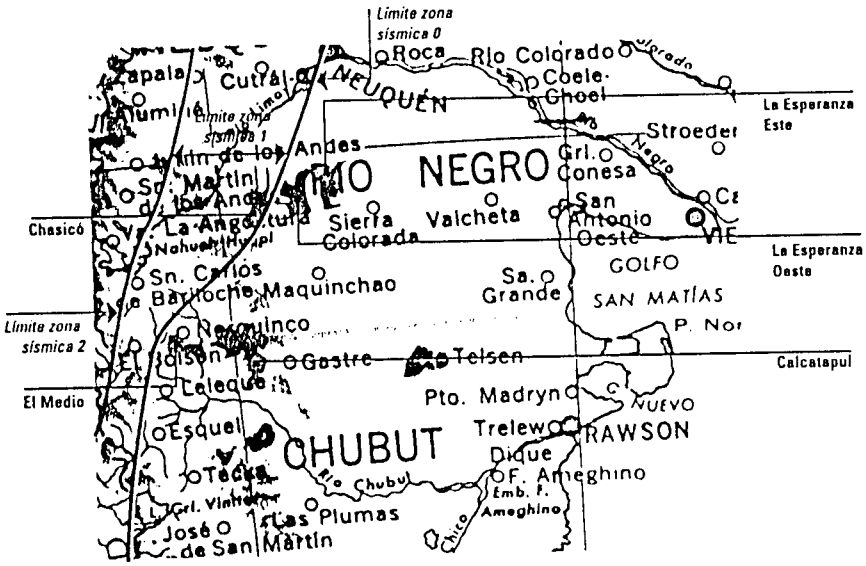


Fig. 2.
Zonas preseleccionadas en las provincias del Río Negro y del Chubut para la posible instalación de un repositorio de residuos de centrales eléctricas nucleares argentinas.

resistir, sin que se libere radiación al ambiente, una caída desde una altura de nueve metros sobre un piso rígido, seguida de un incendio que lleve la temperatura a 800°C durante media hora. En virtud de que cumplen tales normas, los radioisótopos o fuentes radiactivas de uso médico o industrial viajan en los aviones, trenes y ómnibus de pasajeros.

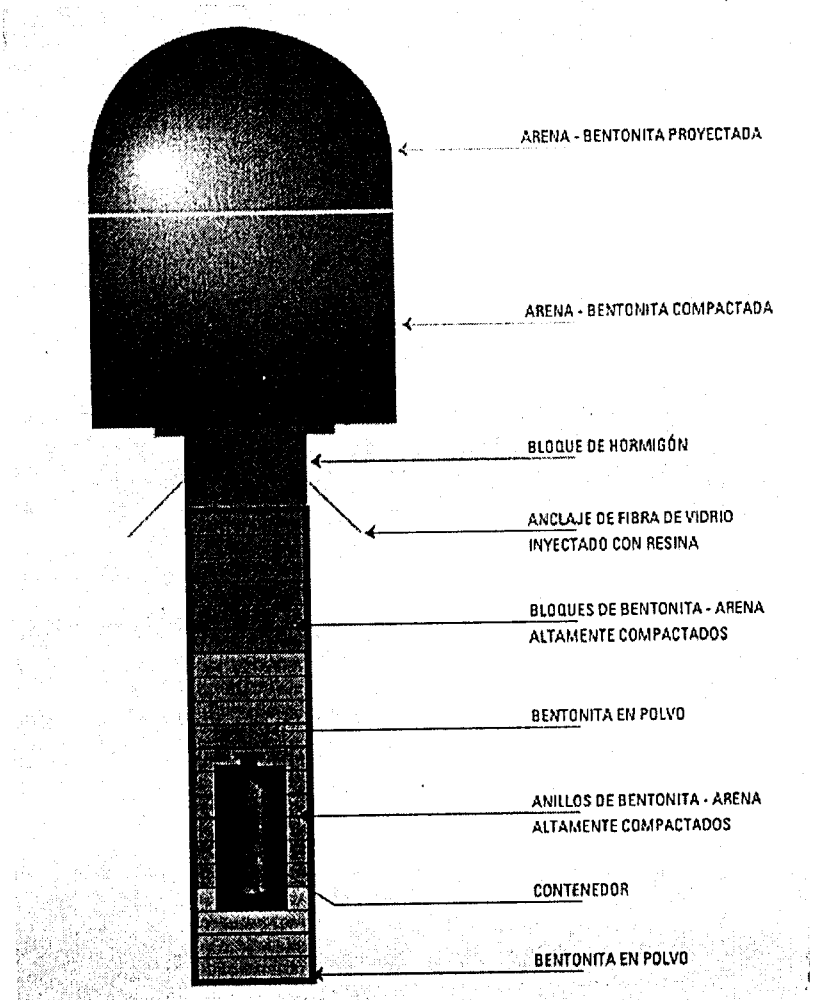
Para definir la ubicación del repositorio, se decidió buscar, entre las formaciones graníticas estables, aquellas con escasa conductividad hidráulica, situadas en zonas de bajo riesgo sísmico y que permitieran almacenar el material a aproximadamente 500m de profundidad. Un primer relevamiento de afloramientos rocosos llevó a identificar 198 formaciones. Descartando las ubicadas en: (i) zonas sísmicas, (ii) áreas de explotación minera o petrolera, actual o potencial, (iii) lugares con características hidrogeológicas desfavorables, y (iv) los cuerpos con alteraciones importantes en cuanto a sus características petrográficas, como avanzados estados de erosión o descomposición, quedaron reducidas a siete, sitas en las provincias del Río Negro y del Chubut: los macizos de la Esperanza y Chasicó en la primera, y las sierras de Calcatapul y del Medio en la segunda (Fig. 2). De ellas, finalmente, se eligió a la última, en el noroeste de la provincia, a unos 60km de Gastre, para iniciar investigaciones de detalle en un área de 50.000km². Dichas investigaciones incluyeron fotointerpretación geológica, hidrología, sondeos geofísicos, geomorfología (con particular atención a los procesos tectónicos del cuaternario o de los últimos dos millones de años), sismología, vulcanismo (incluida la posibilidad de erupciones futuras: en la sierra del Medio no se registra actividad volcánica o ígnea de ningún tipo desde hace 215 millones de años), análisis de imágenes satelitales y potencial minero del área.

Como resultado de los estudios, se delimitó una porción de los afloramientos rocosos –de aproximadamente 100km²– con las mejores características físico-mecánicas, en la que se concentraron las investigaciones geológicas de detalle, entre otras, *muestreos*

petrográficos, es decir, toma sistemática de muestras de roca para estudiar su composición y estructura, *inventarios de fracturas*, estudio químico de aguas superficiales y subterráneas, etc. Para obtener información sobre la parte profunda del macizo rocoso, se efectùaron dos series de perforaciones, una hasta profundidades de entre 200 y 280m y otra hasta los 700-800m. De esa manera se seleccionó un sector de aproximadamente 1km², cuyas características parecieron las más adecuadas para emplazar el repositorio.

Para tener una mejor noción de lo que está en juego en materia de posibles consecuencias de radiaciones sobre la salud humana o *impacto radiológico*, conviene recordar que los radionucleidos de vida larga podrían sobrevivir al contenedor y al vidrio en que se los encierre. En tal caso, su transporte por el agua subterránea sería el camino más probable de su regreso al ambiente, y el agua potable, así como el consumo de pescado, las vías por las que afectarían a las personas. Pero tal transporte de sustancias radiactivas es un proceso muy lento, ya que, al interactuar física y químicamente con su entorno, los radionucleidos se mueven mucho más lentamente que el agua, lo que ratarda entre cien mil y un millón de años su camino a la biosfera.

Si el ratardo ocasionado por la barrera geológica fuese de cien mil años –y se realizara la recuperación del plutonio 239–, la dosis colectiva recibida por la población mundial debida a un repositorio que tuviese los residuos de alta actividad de seis centrales nucleares argentinas sería igual a la que llega a dicha población por estar expuesta a la radiación natural durante treinta minutos, valor que disminuye a diez minutos en caso de que el retardo ascienda a un millón de años. Recordemos que vivimos rodeados por elementos radiactivos que existen en forma natural en el suelo y las rocas, y que recibimos rayos cósmicos que entran en la atmósfera terrestre desde el espacio exterior. También estamos expuestos a elementos radiactivos que ingresan en nuestros cuerpos con los alimentos, el agua y el aire que respiramos y nuestro mismo cuerpo contiene elementos radiactivos (potasio 40, carbono 14, radio 226). La mayor fuente de radiación natural, que supera ampliamente a las demás, son las cantidades variables de uranio y torio presentes en el suelo en el mundo entero.



Corte de cámara de eliminación sellada

Las predicciones de la seguridad de un repositorio de residuos radiactivos que abarquen un plazo muy largo despiertan, sin embargo, un sinnúmero de dudas en la población, debido a las incertidumbres que rodean tal tipo de evaluaciones. Parece imposible conjeturar acerca de las dosis de radiación que podría recibir gente dentro de 10.000 años, pues, mirando hacia atrás, se advierte que ningún país de Europa pudo mantener las fronteras que tenía hace apenas 100 años. Más incierto aún sería predecir la cantidad y distribución de la población del planeta en el siglo 250, es decir, dentro de 23.000 años. Sin embargo, los elementos radiactivos tienen en la naturaleza comportamientos mucho más predecibles en el largo plazo que la evolución y distribución del hombre sobre el planeta. El uranio y el torio, dos elementos radiactivos naturales, están presentes en la corteza terrestre desde el origen de la Tierra. El movimiento de estos elementos, como el de sus descendientes –por ejemplo, el radio– se puede apreciar hoy después de los miles de millones de años transcurridos desde aquel origen. El estudio de formaciones naturales que contienen esos materiales desde la era precámbrica (iniciada hace unos 4600 millones de años) permite predecir cómo evolucionarán elementos químicamente iguales o con comportamientos similares.

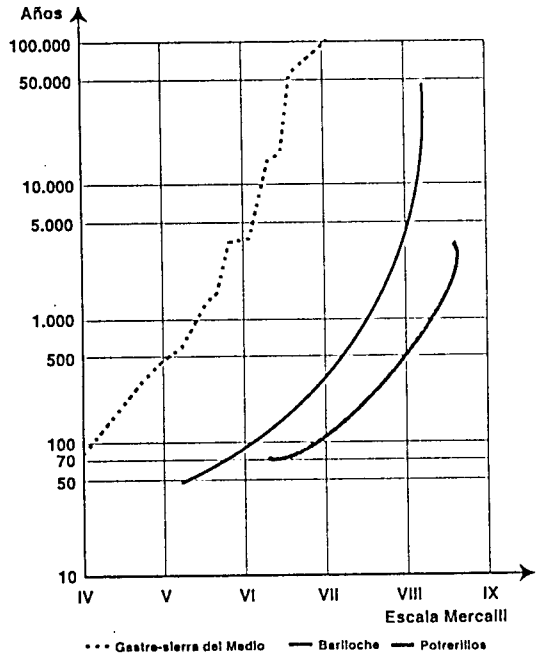


Fig. 3.
Tiempos medios (en años) que probablemente transcurrirían entre la ocurrencia de terremotos de diferentes intensidades (medidas en la escala Mercalli). Comparación de Gastre-sierra del Medio con Bariloche y Potrerillos.

En 1972, la Comisión de Energía Atómica de Francia, que explotaba yacimientos de uranio en Gabón, anunció haber descubierto en la mina de Oklo una fisión nuclear en cadena ocurrida hace aproximadamente 2000 millones de años. Duró alrededor de 500.000 años, afectó a unas 500 toneladas de uranio y liberó cerca de 100 millones de MWh de energía, con temperaturas de 300 a 450ºC y presiones en torno a los 1000 bar. Los residuos radiactivos producidos por ese gigantesco reactor natural fueron del mismo tipo que los de los reactores nucleares modernos y su cantidad equivalente a la que producirían las centrales de Atucha I y Embalse juntas durante toda su vida útil. El estudio del sitio indicó que la mayoría de los productos de fisión y prácticamente todos los otros elementos (incluido el plutonio) se desplazaron menos de 1,8m del lugar donde se formaron hace veinte millones de siglos. Las condiciones del "reactor fósil" de Oklo, sin embargo, fueron sustancialmente diferentes de las de un repositorio geológico especialmente construido para eliminar residuos actuales de alta actividad, pues la temperatura de estos no superaría los 100ºC; su presión no excedería los 50 a 100 bar y la porosidad, así como la conductividad hidráulica de los suelos sedimentarios y arcillosos de Oklo, son muy superiores a las de las formaciones geológicas hoy consideradas para la construcción de un repositorio. Por último, en Oklo los residuos estaban sumergidos en agua, mientras que en un repositorio moderno están incluidos en material vítreo, rodeados de metal de considerable espesor y excelente resistencia a la corrosión, incluidos en un contenedor, colocados en una perforación hecha en la roca y aislados de esta por material de relleno.

Otro de los aspectos que causan inquietud en el público es la sismicidad (véase recuadro "Los terremotos y la teoría tectónica global"). ¿Puede ocurrir un terremoto de magnitud en la sierra del Medio? Y si ocurriera, ¿qué pasaría con los residuos? Para contestar la primera pregunta es preciso evaluar la actividad sísmica que tuvo lugar en la región en, por lo menos, 10.000 años, sobre la base de los registros de estaciones sismológicas, relatos históricos y estudios geológicos y tectónicos regionales. Como los asentamientos humanos cercanos a Gastre son relativamente pequeños y dispersos y su antigüedad no supera el siglo, no se podría obtener información histórica muy diferente de la suministrada por las estaciones sismológicas. Los estudios geológicos y tectónicos, en cambio, abarcan períodos mucho más extensos; buscan evidencias de sismicidad en la corteza terrestre e intentan interpretar su relación con factores geodinámicos actuantes durante millones de años, mientras las consideraciones neotectónicas se concentran en lo ocurrido durante los últimos 500.000 años y, en caso de encontrar rastros de movimientos sísmicos, tratan de establecer los cambios que se pueden advertir en intervalos de unos 10.000 años.

Según la información instrumental, entre 1960 y 1982, la actividad sísmica relevante a los efectos de analizar la sierra del Medio tuvo lugar, predominantemente, en la línea que une Bariloche con Esquel, en el territorio chileno cercano y en el fondo oceánico adyacente a este. En el intervalo indicado, en 100km a la redonda de la sierra del Medio, no se registraron sismos de magnitud mayor que cinco en la escala de Mercalli modificada (véase recuadro

ERA	PERÍODO	ÉPOCA	INICIO millones de años *
CENOZOICA	CUATERNARIO	holoceno	0,01
		pleistoceno	1,6
	TERCIARIO	plioceno	5,3
		mioceno	23
		oligoceno	34
		eoceno	53
		paleoceno	65
MESOZOICA	CRETÁCICO		135
	JURÁSICO		205
	TRIÁSICO		250
PALEOZOICA	PÉRMICO		300
	CARBONÍFERO		355
	DEVÓNICO		410
	SILÚRICO		438
	ORDOVÍCICO		510
	CÁMBRICO		570
PRECÁMBRICA			4600

Fig. 4.
Tabla de los tiempos geológicos.

* Indica el tiempo transcurrido desde el comienzo de la era hasta el presente

IMPACTO EN LA TIERRA DE UN METEORITO DE 10KM DE DIÁMETRO

Al chocar con la superficie sólida de la Tierra y penetrar en el suelo, un meteorito de este tamaño se frenaría bruscamente y originaría una gigantesca explosión, equivalente al estallido de unas cien millones de toneladas de TNT, algo no muy distinto de la explosión de los arsenales nucleares de los Estados Unidos y la ex Unión Soviética. Poderosísimas ondas de choque fracturarían y desmenuzarían al bólido y a las rocas de la corteza en y alrededor del lugar del impacto, y los reducirían a fragmentos de todo tamaño, desde grandes bloques de varios cientos de metros, hasta microscópicas partículas de polvo. Se formaría en pocos segundos una infernal caldera circular, de más de 100km de diámetro y varias decenas de kilómetros de profundidad, donde trozos grandes y pequeños de roca, junto con el polvo, gotas de roca fundida y vapores bullirían a una enorme temperatura. En seguida, el contenido de la caldera saldría despedido con altísima velocidad hacia arriba y los costados del cráter. En el lugar de la explosión quedaría un enorme hueco, con un diámetro varias veces mayor que el del meteorito caído, y en su centro los vapores y el material calentado a tan alta temperatura por las ondas de choque formarían una monstruosa bola de fuego que se expandiría rápidamente, semejante —aunque muchísimo mayor— a la producida por una explosión nuclear. La intensa radiación térmica de la bola de fuego incineraría todo lo que se encontrase hasta 1000km de distancia, lo que también quedaría destruido por la violenta onda de choque que se propagaría por la atmósfera a partir del punto de la explosión. Detrás de esa onda de expansión quedaría prácticamente un vacío, de modo que, una vez atenuada, el aire que se precipitaría a llenarlo produciría un pavoroso ciclón. Los vientos huracanados avivarían los incendios provocados por la radiación y se produciría una dantesca tormenta de fuego, que devoraría un área del tamaño de un continente. En tal holocausto desaparecería cremado todo ser viviente que no hubiera sido ya calcinado por la bola de fuego o despedazado por la onda expansiva. En la atmósfera recalentada por las ondas de choque se producirían enormes cantidades de óxido de nitrógeno, hecho que tendría letales consecuencias en un plazo más largo, incluso por años, pues enturbiaría la atmósfera e interceptaría los rayos solares. Además, el óxido de nitrógeno generado por la explosión se combinaría con el agua y daría lugar a enormes cantidades de ácido nítrico. Como consecuencia, la Tierra quedaría sumida en una larga noche, debida a la opacidad del aire, cargado de polvo, hollín y espesas capas de nubes. Sólo poco a poco, a medida que fueran descendiendo lentamente las partículas en suspensión, la luz del Sol llegaría de nuevo a la superficie del planeta. Se necesitarían varios años para que terminasen de asentarse las partículas más finas y la atmósfera recuperase su transparencia habitual. Pero mientras tanto, privadas de luz, la mayoría de las plantas habrían muerto, mientras el ácido nítrico, que se habría formado en gran cantidad en la atmósfera, descendería al suelo en forma de lluvia ácida. En los primeros meses después de la catástrofe, llovería ácido nítrico prácticamente puro sobre el 10% del globo y la acidez de las capas superficiales de los océanos alcanzaría un nivel letal para el plancton.

Adaptado de: Gratton, Julio, "El exterminio de los dinosaurios", *Revista física*, VI, 12, 1991. Para más detalles, puede consultarse: Álvarez, Louis W., "Mass extinctions caused by large bolid impacts", *Physics Today*, Julio 1987.

"La escala de Mercalli modificada"). Comparado el riesgo sísmico de la zona de Gastre-sierra del Medio con Bariloche y Potrerillos en Mendoza (Fig. 3), se advierte que, para iguales tiempos medios de ocurrencia, la intensidad sísmica es aproximadamente dos grados menor en dicha escala que en Bariloche y tres menor que en Potrerillos, lo cual confirma el relativo bajo riesgo sísmico que le corresponde al sitio. Si se tiene en cuenta que por cada grado Mercalli de intensidad se duplica la agitación sísmica, es posible afirmar que, para igual tiempo medio, la agitación sísmica en la sierra del Medio es casi ocho veces menor que en Potrerillos, y que la probabilidad de que ocurra un terremoto mediano –por ejemplo, de grado siete– es menor que una en 100.000, valor que desciende a aproximadamente una en 300 para Bariloche y a una en 120 para Potrerillos. La probabilidad de una en 100.000 es semejante a la que se registra para la ocurrencia del mismo sismo en Buenos Aires. Para un terremoto destructivo de grado ocho, se ha estimado una probabilidad de ocurrencia de una en un millón para la sierra del Medio o Buenos Aires, de una en 6000 para Bariloche y de una en 500 para Potrerillos. En otras palabras, si bien no es imposible que ocurra un sismo de gran magnitud en la sierra del Medio o en Buenos Aires, es *sumamente improbable* que el fenómeno se produzca.

Con un terremoto de grado ocho, Buenos Aires quedaría casi totalmente destruida y con toda seguridad morirían cientos de miles de personas. Sin embargo, los

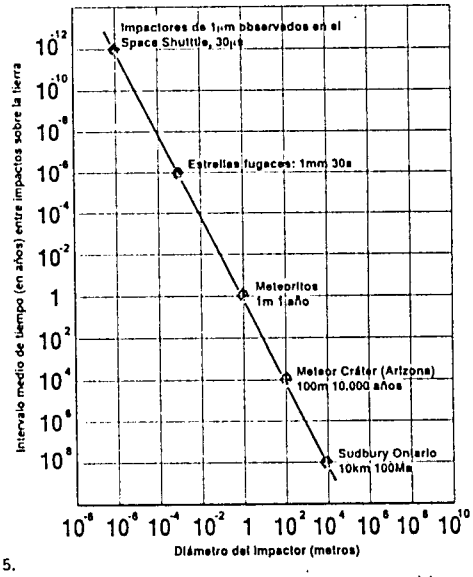


Fig. 5.
Tiempos medios (en años) que probablemente transcurrirían entre el choque con la Tierra de objetos de diferente tamaño (medido en metros).

REPOSITORIOS NUCLEARES Y CAZA DE BRUJAS

La sociedad occidental ya se agotó una vez en estériles arremetidas contra quijotescos molinos de viento: la caza de brujas durante los siglos XIV al XVII. En este período tanto el público como las autoridades dieron por seguro que los accidentes, las epidemias y las malas cosechas eran causados por brujas. Para evitar tales calamidades se debía destruir a las brujas que las provocaban, por lo que fueron quemadas en la hoguera millones de personas inocentes, acusadas de brujerías. Finalmente, en 1610, el inquisidor Antonio Salazar Frías se dio cuenta de que nunca se había probado la conexión causal entre brujas y catástrofes. Aunque no impidió que las primeras fueran quemadas en la hoguera, prohibió el uso de la tortura para arrancarles una confesión. Luego la caza de brujas y el tormento en la hoguera declinaron rápidamente. Esta historia captura la esencia del dilema: la conexión causal entre la exposición a bajas dosis de radiación y sus efectos deletéreos en la salud es, quizá, tan difícil de probar como la relación entre brujas y cosechas fallidas. Que se haya permitido que esta cuestión genere tensiones sociales desmesuradas podría ser tan aberrante en esta época como lo fue la caza de brujas en la Edad Media. El oscurantismo se esfumó de la sociedad occidental después de varias centurias. Es de esperar que la moderna sociedad democrática recupere el sentido de la proporción más rápidamente y pueda manejar apropiadamente sus múltiples problemas, en lugar de malgastar energía en cuestiones intrínsecamente insolubles.

Alvin M. Weinberg,
Science and its Limits: The Regulators Dilemma, 1985.

edificios porteños no se erigen ajustándolos a normas antisísmicas, porque se consideran seguras las construcciones que tengan una probabilidad de destrucción de una en 100.000. En cambio, en un repositorio ubicado a 500 o 600 metros de profundidad, los daños de un sismo de esa magnitud serían menos importantes, porque los efectos se atenúan con el alejamiento de la superficie. Además, los contenedores estarían aislados de la roca por anillos de bentonita altamente compactada, la que actuaría como amortiguador en caso de terremoto.

Entre los riesgos que afectarían a un repositorio de residuos nucleares en el norte de la Patagonia, se ha mencionado el que Sudamérica pueda dividirse en dos debido a la denominada *megafractura de Gastre*. Fenómenos de ese tipo, sin embargo, se relacionan con movimientos de placas tectónicas que requieren millones de años. La mencionada megafractura, por ejemplo, es el resultado de alteraciones que tuvieron lugar durante el triásico superior, hace más de 100 millones de años. Un eventual quiebre del continente, en consecuencia, no se podría producir dentro de los 1000 años de duración de las barreras de ingeniería, ni de los 10.000 a 100.000 años necesarios para que la eventual llegada a la biosfera de pequeñas cantidades de productos radiactivos no tuviesen sobre la vida de ese momento efectos radiológicos mayores que los producidos por la radiación natural. Los tiempos geológicos tienen dimensiones muy distintas de los significativos para la vida humana: un acontecimiento geológicamente inminente puede suceder dentro de algunas decenas de millones de años (Fig. 4). En el caso particular de la megafractura de Gastre, no hay indicio alguno de que puedan tener lugar cambios significativos en los próximos 30 a 40 millones de años, de la misma manera que en el África, el proceso de fractura de las placas africana y somalí no tendrá lugar sino, por lo menos, después de treinta millones de años.

Otro riesgo es que la destrucción de la barrera geológica ocurra como consecuencia de la caída de un meteorito de grandes dimensiones, por ejemplo, uno de 10km de diámetro, semejante al que cayó sobre la Tierra hace sesenta millones de años y provocó un importante cataclismo, entre otras cosas, la desaparición de casi todas las especies vivientes, incluidos los dinosaurios (véase el recuadro "Impacto en la tierra de un meteorito de 10km de diámetro"). La figura 5 indica el intervalo medio transcurrido entre colisiones con la Tierra de objetos de diferente tamaño, y en ella se puede apreciar que los choques de objetos de gran tamaño son poco frecuentes. Por ejemplo, el impacto de un cuerpo de 100m ocurre una vez cada 10.000 años, mientras que un objeto de 10km de tamaño choca con la Tierra una vez cada 100 millones de años. Para que un choque de esta naturaleza destruyera las barreras geológicas de un repositorio de residuos nucleares, haría falta que el cuerpo de grandes dimensiones cayera, precisamente, en la sierra del Medio. Por cierto, ello puede ocurrir, pero la probabilidad de que así sea es extremadamente baja: se la ha estimado en una en 100 billones. De todos modos, si ocurriera tal impacto, las consecuencias para el planeta serían de tal magnitud que la destrucción de un repositorio como el que aquí se analiza no resultaría significativa.

En repositorios de residuos nucleares, las barreras de ingeniería están diseñadas para garantizar un *riesgo individual* bajo. Las barreras geológicas, en cambio, tienen por finalidad disminuir el *riesgo colectivo*, que se origina por la irradiación en dosis muy bajas de muchas generaciones. Si sólo nos preocupara el riesgo individual, los contenedores se podrían dejar en la superficie terrestre o aun guardarse en galpones en cualquier ciudad, sin que nadie estuviese sometido a riesgos significativos por tenerlos cerca. El esfuerzo para garantizar un riesgo individual bajo es independiente del número de personas que habiten en las proximidades del repositorio, hecho que, por otra parte, es impredecible, pues no hay forma de estimar la densidad de población en los alrededores de la sierra del Medio dentro de 1000 o 10.000 años. La barrera geológica para prevenir el riesgo colectivo no apunta a proteger la población local sino a la de todo el planeta. Tal riesgo resulta de que muchas generaciones puedan recibir dosis muy bajas y su causa no será un repositorio individual sino el conjunto de los que se construyan en la Tierra. El riesgo colectivo al que estarán sometidos quienes vivan

CAUSA	PROBABILIDAD DE MUERTE
Fumar veinte cigarrillos por día	1/200
Gripe	1/5000
Viajar en transporte público	1/10.000
Concurrir a un estadio de fútbol	1/25.000
Practicar alpinismo	1/25.000
Tomar píldora anticonceptiva	1/50.000
Terremoto (California)	1/600.000
Transporte aéreo	1/10.000.000
Central nuclear	1/10.000.000
Repositorio de residuos radiactivos de alta actividad*	1/100.000.000.000.000

Fuente: *Journal of the American Medical Associaton* (244, II:1126-1128) y CNEA*

Fig. 6.
Riesgo medio anual de muerte debido a eventos naturales, hábitos humanos y accidentes antropogénicos.

dentro de 100.000 años será el mismo para todos, independientemente de donde vivan y de la ubicación de los repositorios. Hay por ello consenso internacional acerca de bajar la dosis colectiva tanto como sea posible, y por eso se utiliza la barrera geológica.

La actitud de las personas ante un riesgo determinado varía de una a otra y entre grupos sociales o naciones. Muchos factores influyen en la evaluación de los riesgos, así como lo hacen en la de los beneficios por cuya obtención se puede aceptar correr tales riesgos. Algunos dependen del individuo, entre otros, sus antecedentes, conocimientos y emociones; otros son menos subjetivos, como el grado de control ejercido sobre el peligro y los efectos de este sobre la calidad de vida. El riesgo que percibe determinada persona depende de sus características individuales y de su posición social, así como de su evaluación de la probabilidad de que ocurra un acontecimiento adverso y de las consecuencias probables de este. Muchas veces, en los debates sobre riesgos están en juego posiciones económicas o políticas más amplias, y las percepciones del riesgo se usan como un argumento poderoso en la discusión.

Es interesante comparar los riesgos de muerte ocasionados por un repositorio del tipo descripto con los debidos a acontecimientos naturales, hábitos humanos y accidentes (Fig. 6). El concepto de riesgo incluye, a la vez, la noción de perjuicio (véase el recuadro "Repositorios nucleares y caza de brujas") y la de azar o probabilidad. La idea de azar es crucial: lo inevitable puede ser ciertamente desagradable, pero al no tener carácter probabilístico no constituye un riesgo. El estar expuesto a riesgos no es, necesariamente, algo por evitar a toda costa. Los logros de la vida moderna implican la exposición a varias fuentes de riesgo; el progreso de la humanidad no hubiera sido posible sin los riesgos incurridos por nuestros antepasados.

CONCLUSIONES

■ Los elementos combustibles de las centrales nucleares de Atucha y Embalse, una vez agotada su capacidad energética en el reactor y convertidos en residuos, pueden mantenerse almacenados en piletas por períodos no mayores de medio siglo. Luego hay que darles un destino definitivo.

■ El almacenamiento de esos residuos –acondicionados en forma sólida– en formaciones geológicas profundas de características adecuadas, no ocasiona ni ocasionará en el futuro riesgos mayores que los aceptados normalmente en la vida diaria. El estado actual del conocimiento resulta suficiente para demostrar que pueden ser eliminados en forma segura.

■ Las investigaciones realizadas en la sierra del Medio fueron alentadoras y permiten inferir que el lugar es apto para la instalación de un repositorio de residuos radiactivos de alta actividad, porque:

- la sierra del Medio se aloja en una faja de la corteza que fue inestable durante el jurásico y cretácico, entre 65 y 195 millones de años atrás. Desde entonces, se ha comportado como un bloque rígido;
- en su interior no se ha registrado actividad volcánica o ígnea desde hace 215 millones de años;
- estudios de riesgo sísmico en el área de Gastre demostraron que la probabilidad de que ocurra un sismo con consecuencias significativas para el repositorio es extremadamente baja: para un terremoto de grado siete en la escala de Mercalli, una en 100.000; para uno de grado ocho, no alcanza a una en 1.000.000.

■ Seleccionando materiales adecuados, un contenedor puede mantener aislados los residuos durante 1000 años y garantizar los requerimientos de protección radiológica durante su transporte y almacenamiento final.

■ Para la inclusión de residuos en vidrios del tipo borosilicato se dispone de una tecnología bien conocida, de la que se tienen suficientes datos experimentales como para asegurar que el material no será disuelto por el agua en, por lo menos, 10.000 años.

■ Las hipótesis más pesimistas sobre el comportamiento de las barreras geológicas permiten asegurar que impedirán la llegada de los residuos a la biosfera, por lo menos, por 100.000 años. La consecuencia radiológica de que al cabo de ese lapso se disemine la radiactividad del combustible agotado de las centrales mencionadas serán equivalentes a la radiación natural que recibe la población del mundo en treinta minutos.

■ Desde hace más de veinte años se estudia la forma de reducir los volúmenes de residuos de alta actividad. En el estado actual de la tecnología, si bien se puede disminuir la cantidad de elementos radiactivos de larga vida, no es posible destruirlos por completo, por lo que, de todas maneras, continúa siendo necesario eliminarlos en repositorios geológicos.

Las opiniones expresadas en este trabajo son del autor y no reflejan necesariamente los puntos de vista de la Autoridad Regulatoria Nuclear o de la Comisión Nacional de Energía Atómica.

DOE-ARN Proposed Method to Verify Uranium Inventory at the Pilcaniyeu Gaseous Diffusion Enrichment Plant

Bonino, A.D.; Righetti, M.A.;
Mayer II, R.L.; McGinnis, B.R.; Royce, R.R. and Reilly, D.

Presentado en: Institute of Nuclear Materials Management (INMM) 38th Annual Meeting Held,
Phoenix, Arizona, EE.UU., 21 al 24 de julio, 1997

DOE-ARN PROPOSED METHOD TO VERIFY URANIUM INVENTORY AT THE PILCANIYEU GASEOUS DIFFUSION ENRICHMENT PLANT

Anibal Bonino and Miguel Righetti
Nuclear Regulatory Authority of Argentina

R. L. Mayer II, B. R. McGinnis and R. R. Royce
Portsmouth Gaseous Diffusion Plant[†]

Doug Reilly
Los Alamos National Laboratory[‡]

Abstract

The Pilcaniyeu Gaseous Diffusion Plant is located near San Carlos de Bariloche, Argentina, in the Province of Rio Negro. It is designed to enrich uranium to a nominal level of 5% ^{235}U and a nominal capacity of 20,000 separative work units per year. Since 1993, this facility has been under international safeguards. New measurement methods were required to accurately verify Pilcaniyeu's uranium inventory, because this is the first gaseous diffusion enrichment plant to come under International Atomic Energy Agency (IAEA) safeguards. In 1992, the United States and Argentina embarked on a cooperative effort to accomplish this task. Several nondestructive measurement experiments were performed at gaseous diffusion plants in the United States and at the Pilcaniyeu plant in Argentina. It was determined that passive gamma-ray measurement is the technique of choice for Pilcaniyeu. Mathematical algorithms were developed that accurately estimate the uranium inventory of the facility. This paper summarizes the measurement activities conducted under Argentine - US cooperation, discusses the proposed methods, and proposes a process to validate the procedure for IAEA use.

Argentina - United States Agreement of Cooperation

In the spring of 1991, the US Department of Energy and the Argentine National Atomic Energy Commission (CNEA) exchanged visits to their uranium enrichment plants at Oak Ridge and Pilcaniyeu. Again in the fall of 1992, they exchanged visits to plants at Piketon, Ohio and Pilcaniyeu. During the interim, Argentina signed agreements with Brazil and the IAEA to submit all nuclear facilities and materials to comprehensive, full-scope safeguards. In the spring of 1993, CNEA and DOE exchanged letters agreeing to a cooperative study to develop safeguards technology for gaseous diffusion uranium enrichment plants. In Summer 1993, technical experts from Argentina and Brazil worked with DOE personnel at the Portsmouth and Oak Ridge Gaseous

This paper has been co-authored by a contractor of the U.S. Government under contract USEC-96-C-0001. Accordingly, the U.S. Government retains a paid-up, nonexclusive, irrevocable, worldwide license to publish or reproduce the published form of this manuscript, prepare derivative works, distribute copies to the public, and perform publicly and display publicly, or allow others to do so, for U.S. Government purposes.

[†]Operated by Lockheed Martin Utility Services, Inc., for the United States Enrichment Corporation under Contract No. USEC-96-C-0001.

[‡]Operated by the University of California for the United States Department of Energy under Contract No. W-7405-ENG-36

Diffusion plants to test various measurement techniques on enrichment plant process equipment. DOE experts then worked with Argentine personnel at Pilcaniyeu from December 1993 through February 1994 to study the build-up of uranium deposits in a "mock-up" cascade at Pilcaniyeu. In February 1995, DOE supplied technical assistance to the IAEA during the Initial Physical Inventory Verification at Pilcaniyeu.

DOE and CNEA co-sponsored a Latin American Conference on Nonproliferation held in San Carlos de Bariloche, Argentina, in April 1994. During this conference, representatives of CNEA and DOE signed a formal international agreement on cooperative studies to implement international safeguards in Argentina[1]. This agreement calls for cooperative studies in many areas of safeguards technology including: training, reference standards, nondestructive analysis, remote monitoring, information management, and environmental monitoring. Subsequent work with gaseous diffusion plant safeguards has been carried out under the April 1994 agreement.

Phase I of Enrichment Plant Safeguards Study

The initial phase of the cooperation occured between August 1993 and June 1994. CNEA sent gamma-ray detectors and collimators to Oak Ridge to conduct measurements in the shut-down diffusion plant, K-25. Together with DOE measurement experts from Oak Ridge, Portsmouth, and Los Alamos, they measured enrichment units with well-known uranium loadings. After a week of measurements at Oak Ridge, the group went to Portsmouth to perform measurements on identical process equipment at an operating gaseous diffusion plant (Fig. 1). Measurements were conducted on converters (also referred to as diffusers), compressors, and associated piping at both facilities. After a scoping trip in November 1993, scientists from Oak Ridge, Portsmouth, and Los Alamos took measurement systems to Pilcaniyeu, to measure the buildup of uranium deposits in the "Mock-Up" cascade (Fig. 2).

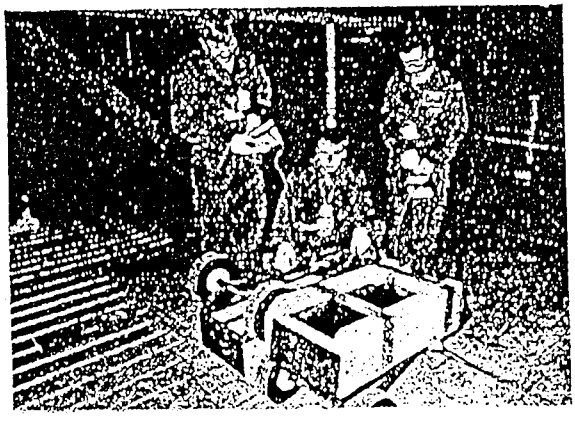


Figure 1: Neutron measurements on cascade equipment at Portsmouth

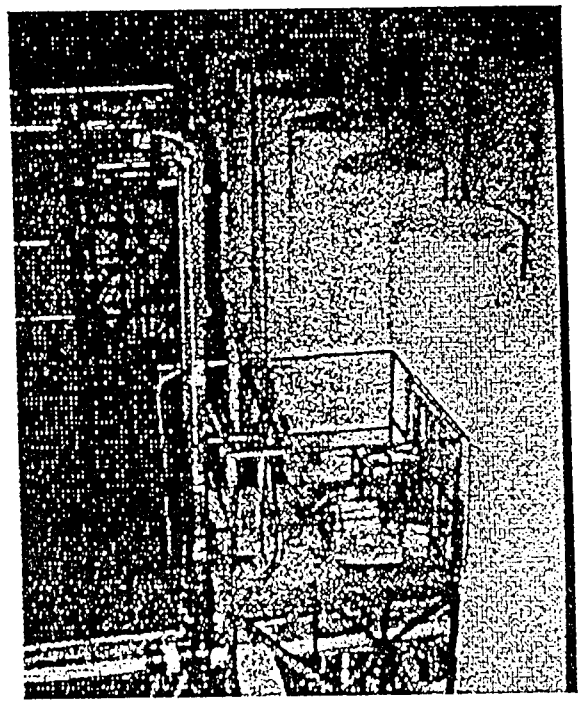


Figure 2: NDA measurements at Pilcaniyeu

The "Mock-up" is a twenty converter system that permits a wide variety of operational tests of cascade function. Converters in the mock-up were loaded with fresh barrier, and it was possible to observe the buildup of uranium as UF_6 was introduced into the cascade. Measurements were performed on converters, compressors, and piping;

however, significant deposits were only observed in the converters. This was a very interesting experiment that could not be conducted in US plants. Studies were also made of converters in the main cascade, of waste materials generated and stored on site, and on the use of portable measurement equipment. Results of this cooperation were presented at the IAEA Safeguards Symposium held in Vienna in April 1994[2].

Proposed Safeguards Approach and In-Plant Measurement Methods

The IAEA requested US technical assistance during the Initial Physical Inventory Verification at Pilcaniyeu in February 1995. The verification effort equipment and procedures not previously used by the IAEA, so they requested the support of Argentina and the United States to assist them in obtaining the equipment, procedures, and training necessary to conduct future inspections independently. A joint task was created to cover Argentine and US efforts in this area. A report was prepared in Buenos Aires at the end of 1996 describing the technical details of the measurement methods Pilcaniyeu.

The gamma-ray assay of uranium is based on the fact that nuclei of ^{235}U and ^{238}U decay at fixed, well-known rates, emitting gamma rays at unique energies. By measuring gamma rays emitted by a uranium sample, one can determine the mass of ^{235}U and ^{238}U. To perform this measurment one must determine the efficiency of the measurement sysem and correct for attenuation in the uranium material and its container. The principal gamma rays of interest are at 185.7 keV from ^{235}U and at 1001 keV from the ^{234m}Pa daughter of ^{238}U. The 1001 keV line is not used to measure operating equipment because of the lack of secular equilibrium between ^{238}U and its daughter ^{234m}Pa. The efficiency of the measurement system is determined by measuring known uranium standards. Attenuation corrections are based on measurements of gamma-ray transmission through clean (no uranium) converters. The attenuation in a converter is dominated its thick wall and the barrier.

In addition to quantitative measurements, the IAEA takes high-resolution spectra at several random points in the cascade to serve as "fingerprints" for verification at later inspections.

The basic measurement involves placing a collimated NaI(Tl) detector in front of the item to be measured, collecting a gamma-ray spectrum, and determining the net area in the gamma-ray peak at 185.7 keV. The peak area is corrected for attenuation based on transmission measurements performed during calibration. The attenuation-corrected peak area is then divided by a calibration constant determined during the initial calibration.

The calibration constant is determined by measuring a small, well-known sample of uranium in different positions so as to determine the detector efficiency as a function of radial and angular separation from the source. The measured efficiency points are integrated over the volume of the converter. The attenuation correction is based on transmission measurements on clean converters. The measurements are best made with uranium sources, however, others such as ^{137}Cs (662 keV) may be used because the change in attenuation coefficient with energy can be well estimated. These measurements determine an effective linear attenuation coefficient, m, which is used in the numerical integration to determine the total response from the converter (or compressor, or pipe).

Two measurement systems are used; a hand-held NaI system for rapid scanning and a well-collimated NaI spectroscopy system for quantitative measurements. The scanning system uses 3" x 3" NaI detectors with

limited or no shielding and a hand-held ratemeter. This system is used to quickly scan the entire cascade, or some part thereof, to identify localized deposits of uranium.

The quantitative system also uses a 3" x 3" NaI that is enclosed in a shield and collimator with 5 mm of lead over 1 mm of copper and enclosed in an aluminum case for support. The collimator permits a 10 cm variation of depth. The detector can be powered by a Davidson PMCA or one of the newer, light-weight, multichannel analyzers.

Phase II, Validation of Measurement Methods

The IAEA must verify the calibration and performance of the measurement systems to be used at Pilcaniyeu. The algorithms used to model the detector response can be validated using point sources of uranium at various distances and directions from the detector. The principal validation method proposed involves fabrication and certification of volume sources that emulate the gamma activity from a converter. Drums (208-l) may be filled with some material that have absorbed known, controlled quantities of UO_2F_2. The IAEA will carefully observe the production of these standards so that they are traceable and certifiable. Drums will be fabricated with natural uranium loadings from 500 g to 3000 g. These standards will be sealed by the IAEA and kept at Pilcaniyeu.

Conclusions

After IAEA review and approval, steps will be taken to pursue procurement of the validation sources. Portsmouth personnel will complete software revisions to bring the existing programs up to IAEA standards. A demonstration and training activity will be scheduled at Pilcaniyeu at the end of the year.

References

1. J. M. Whitaker, *DOE Safeguards Cooperation in Argentina and Brazil*, Fifth International Conference on Facility Operations-Safeguards Interface, ANS and INMM, Jackson Hole, Wyoming, September, 1995.

2. J. Cooley, R. L. Mayer, J. M. Whitaker, B. R. McGinnis, T. K. Li, D. Reilly, D. J. Beninson, E. D'Amato, A. Bonino, L. J. Sobehart, and P. Florido, *Development of an NDA Approach for Verifying the Process Inventory of a Gaseous Diffusion Enrichment Cascade*, IAEA Safeguards Symposium, Vienna, March, 1994.

3. R. L. Mayer, B. R. McGinnis, J. N. Cooley, J. M. Whitaker, *Nondestructive Assay Measuremnts in Support of the Cooperative Effort Between the United States and Argentina*, Lockheed Martin Utility Services report POEF-TS-03, November, 1995.

4. Sonia Fernandez Moreno, *Transit to a Comprehensive Safeguards Regime*, Fifth International Conference on Facility Operations-Safeguards Interface, ANS and INMM, Jackson Hole, Wyoming, September, 1995.

5. M. Righetti, A. Bonino, J. Fernandez, N. Fruttero, E. Grassi, and E. Ponce, *A Methodology for the Calibration and Measurement of the Inventory of Nuclear Material in a Gaseous Diffusion Uranium Enrichment Plant by NDA Techniques*, 37th Annual Institute of Nuclear Materials Management Meeting, Naples, Florida, 1996.

6. L. de Almeida, *Determination of Calibration Parameters for the NDA Method of Inventory Verification in a Gaseous Diffusion Enrichment Cascade*, ABACC Technical Report 0496/1, April, 1996.

Assessment of the Physical Protection System

Fernández Moreno, S.; Rodríguez, C.E. and Cesario, R.H.

Presentado en: Russian International Conference on Nuclear Materials,
Obninsk, Federación Rusa, 9 al 14 de marzo, 1997

ASSESSMENT OF THE PHYSICAL PROTECTION SYSTEM

Fernández Moreno, S.; Rodríguez, C.E. and Cesario, R.H.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

INTRODUCTION

Taking into account the responsibility of the States on physical protection and illicit trafficking prevention and the interest of the international community on the adequacy of these measures, Argentina makes meaningful efforts in order to integrate an effective national system for the nuclear material and radioactive sources control.

The National Regulatory Authority of Argentina has developed a computerised model named "IntruBuster" version 1.0 to evaluate the physical protection system of nuclear installations.

This evaluation is developed through a graphical model of the installation where the information about distribution of different sectors, detection and delay elements, modality of intruder access and security force response time are considered. Finally, a report where the different paths to the target are classified in accordance with their vulnerability, the probability of non-detected access and the total delay is generated. The critical detection point and the interruption probability depending on the security force response time are displayed too.

An important option is that the program includes building sights to make easy the construction of the installation diagram.

BASIC CONCEPTS

The security evaluation of a physical installation requires a calculation tool to estimate the vulnerability against the intruder who wants to achieve a given target. The distribution of physical elements to avoid the intruder access have to be modelled in an appropriate way.

"It is necessary to try with different alternatives to improve the security".

REPRESENTATION OF A PHYSICAL INSTALLATION

The physical installation to evaluate must be studied to obtain an schematic model of the different sectors and their interconnection. The "accesses" from the different "levels", the detection components and the delay components are the most important design elements. When this information is completed, the construction of the installation diagram can begin.

LEVELS

The installation "levels" are made by points or "nodes" where the "accesses" are connected in. Through these accesses, the program allows to move into different areas of the installation. After loading all features related to a particular access, the program provides information about the time that response force takes to achieve them. In general, an "external level" (level 0) and a last level corresponding to the adversary target will exist.

ACCESSES

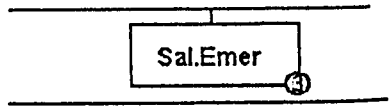
The accesses are connecting elements between levels and they are conformed, in general, by two types of components: **delay** components and **detection** components. The "delay" can be composed by the **transit time** through the access, all the internal elements which cause a **material delay** (doors, walls, etc.) and the security staff actions.

The detection components are all the devices which can detect the presence of an intruder in the corresponding area in the access which they are installed. Besides, the detection components can be designed with special conditions (e.g., presence or non-presence of a guard).

The accesses are represented by this information:

- **Access length (in metres)**
- **Delay components (in seconds)**
- **Detection probability**
- **Conditions of validity**

In the general diagram, the access is seen in this way:



SECURITY FORCE RESPONSE TIME (SFRT)

This is the time that security force takes to intercept the intruder after he was detected. The SFRT can or can not be the only time to intercept the intruder, depending on the location of the security staff with respect to the location of the different levels in which the intruder could appear.

CRITICAL DETECTION POINT

It is the last point on a given path where the detection must occur in the way that the security forces have enough time to intercept the intruder before he completes his mission. This point will not exist if the response to the intrusion is slower than the intruder access time to the target.

$$ART_\alpha = \sum_{k=1}^{\alpha} T_k^{N_\alpha} \geq SFRT$$

where: ART_α - accumulated remaining time in the path; this time must exceed the "SFRT" in the given path. N_α - total number of accesses on the given path to the target.

PATHS TO THE TARGET

A path is one of the possible ways (combining all the accesses between levels) that the adversary can take across the several protection elements and the several areas to reach the target. The security assessment of an installation will be determined by those paths which have the minimum detection probability, minimum delay time or both.

REPORT

When the information which represents the physical installation has been completed and charged into the program, the user can determine the installation vulnerability by pressing the **Risk Evaluation** key. The result of this procedure is a **Report** which displays the different paths to the target classified by delay or non-detect access probability, and two types of graphics which represent the intruder action along the time (event line) and the Interruption Probability depending on the SFRT.

INTRODUCTION TO THE CALCULATION METHOD

The "Adversary Sequence Diagram" (ASD) is an instrument designed to model and evaluate physical protection systems against intruders. It gives the possibility to determine the vulnerability of any installation which has several protection and detection elements along all the possible accesses. In general, installations have several sites which are possible adversary targets. So the program can design, evaluate and improve the protection system on a systematic way.

The general structure is constituted by several factors as detection, delay and reply of security forces. The aim of this evaluating method is to find the most vulnerable path. In other words, it is the path with minimum adversary detection probability while the time is enough for a successful reply before the adversary gets to the target. This probability is called ***Interruption Probability (IP)***. This probability is calculated for each the possible path, determining the ***Critical Detection Point (CDP)***. This is the point on the path where the remaining time the adversary needs to complete his mission, exceeds the security force response time. Then, the IP is the probability to detect an intruder by the CDP.

The several paths are orderly displayed by their vulnerabilities probabilities. The most vulnerable path is the one that has the minimum value of IP. The paths with same probability are ordered by their remaining time after interruption (this time is the difference between the time after CDP and the security force response time).

CONCEPTS TO MODEL

The program was designed to model specific systems for each installation starting from the external area to the target (installation) and to analyze its effectiveness. Then it needs the following information:

- make a physical installation diagram;
- specify the adversary attributes and tactics;
- the set of delay and detection system elements;
- the range of possible responses from security forces that could be whether interruption (entry) or blockade (entry/exit).

CALCULATION METHOD OF DETECTION PROBABILITIES AND DELAY TIMES

ASD organisation and interpretation

The ASD is structured in accordance with the building distribution, accesses, and detection and delay elements from a given installation which has a relevant site to protect.

All the buildings can be represented in a synthetic way by two types of elements:

- areas or free-spaces where people and vehicles passes, which are called *levels;*
- accesses between areas to pass from one area to another. These accesses are conventional (doors, stairs, etc.) and non-conventional (to jump a fence, to tear down a wall, etc.). As it is known, these accesses can be crossed or forced by the intruder to get to the target. In the program they are called "Access Types" and they are the essential elements to design the security system.

Accesses

The accesses are composed by two parts which can be combined in a free way. They are:

- delay elements
- detection elements

The first ones represent every physical object which can produce a delay in the time the intruder takes to pass from one area to another. These delays can be increased by selecting the delay element in a given access and modify it (e.g., wooden door to metallic door). A hall or free pass can be considered as a delay element too, with a minimum delay and so they can't be improved. The second ones represent every detection element which can be installed with a delay element and which provides the information to security force deployment.

Installation Vulnerability Assessment

To determine the physical installation security, which can be synthesised by a level and access diagram, all the possible paths through the different accesses that connect the areas or levels from the site should be set up. Thus there will be faster paths (with less delay) than others and paths with a higher detection probability (it is not necessary they coincide).

Besides, this information will have sense only when it may be comparable with the security force response, which is represented by the SFRT (Security Force Response Time). The SFRT is given by the difference time between the intruder is detected in a point and the security force gets to that point. It is necessary that this time is less or equal than the difference between the time when detection occurs and the time when the intruder gets to the target, to ensure that the security force arrives before the adversary gets to the target.

Access Internal Structure

In general, each access represents a given physical structure which can be constituted by several parts. For example, one can imagine that the physical structure consists of a small building, with an entry, an internal room and an exit, and each one of these can contribute with a partial delay to the total delay access.

Besides, several detection elements in each part of the path can be installed. Each detection element has a given individual detection probability; so the detection probability of the access will be function of all of them.

Interruption Probability

It is the probability to detect the adversary in a former point to CDP. In this way, the security force will act before the adversary gets to the target. Therefore:

IPα=P (detection before CDP through any access)=1-P (non-detection before CDP through no access)

$$IP_\alpha = P = 1\text{-}P$$

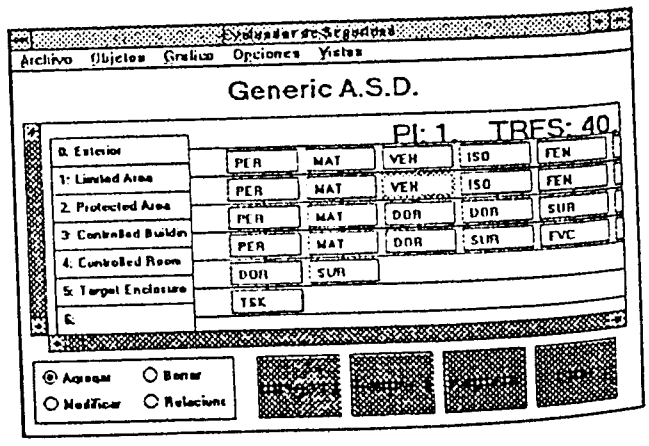
$$IP_\alpha = 1 - \prod_{K=1}^{N_{CDP\alpha}} \left[1 - P_K^\alpha(det)\right]$$

where P_K^α (det) is the probability to detect the intruder on the k-access of the α path; $N_{CDP}\alpha$ is the last access before the CDP_α.

PROGRAM DESCRIPTION

This program runs under Windows operating system. The main window shows the following sectors:

- Window controls (Move, Minimise, Maximise, etc.)
- Menu bar
- Diagram construction sector
- Option buttons
- Risk Evaluation and Exit keys



MAIN MENU BAR

This bar has the following options:

File		
	Save	saves the present building information with the corresponding order number
	Save as	saves the present building information with a new order number
	Load	retrieves the diagram from a previously selected building
	Print	prints the general window of the diagram
	Exit	leaves the program

Objects		
	Buildings	this menu lets create a new building or lets select another previously created
	Levels	makes active a window where the information about the levels structure of the present building and the SFRT x level are displayed
	Accesses	makes active a window where the information about the accesses structure of the present building is displayed
	Types	enables a window where the information about the created devices is displayed
	Delay Components	makes active a window where the information about the delay that each access has is displayed. The user can add more components with the corresponding characteristics
	Detection Components	makes active a window where the information about the detection (non-detected access probability) that each access has is displayed

Graphic		
	Scale	lets modify the scale that the installation diagram is displayed

Options		
	Entry Interruption	the program calculates the detection probability with the condition that intruder has to be detected before he achieve the target
	Entry/Exit Interruption	the program calculates the detection probability, but now the intruder can be detected when they left the target room to the exterior
	Speeds	the program offers options to enter possible values of intruder speeds which can be assigned to the different accesses later
	Specials Rules	the program uses the validity conditions of the detection components
	Warnings	the program tells the user which type of validity is assigned to each access
	SFRT x level	lets the program use the assigned values of SFRT by level

Sights	
	lets the user select a charged sight of the building or add a new one

BUTTON WINDOW



In the lower left corner of the main window, there is a group of controls that let the user make the access scheme:

Add: Lets the user put a new access on a given place of the diagram by clicking in the site where he decides.

Modify: Lets the user change some access characteristics previously created.

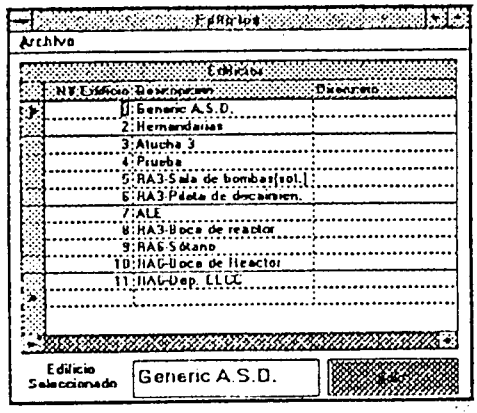
Delete: Lets the user delete a selected access.

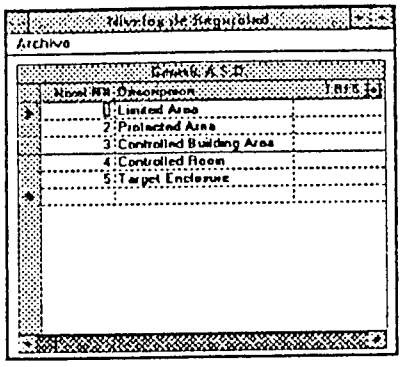
Relations: This utility will exist in the next version 2.0.

MENU STRUCTURE

"BUILDINGS" MENU

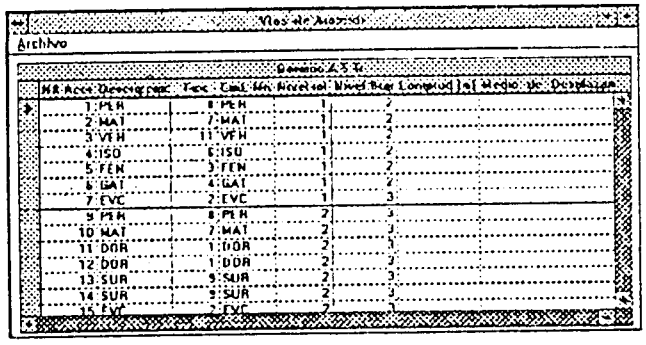
This menu opens a window where the information about each building (order number, name and optional information about address) appears. To select a given building, we have to click on the left vertical bar. To create a new building we have to click on the lower extreme of the bar.





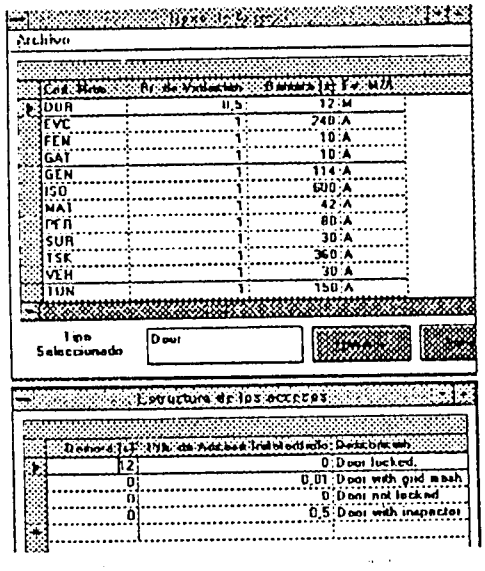
"LEVELS" MENU

This window displays the level structure of the present buildings and the corresponding SFRT. The same procedure has to be done to introduce a new level.



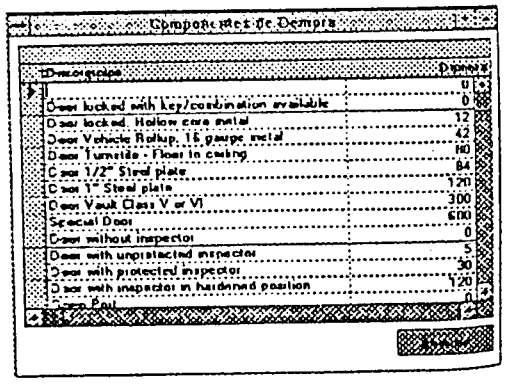
"ACCESSES" MENU

This window is usually filled by the program when the accesses are being added in the diagram. The accesses are represented by their name, type and code. There are two additional columns where is possible add the information about length and access speed.



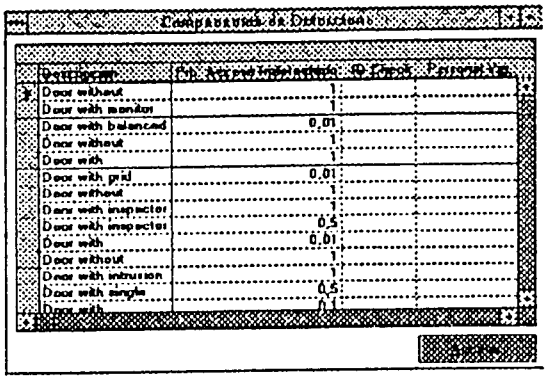
"ACCESS TYPE" MENU

This menu lets the user examine each one of the accesses and modify the features by clicking the "Review" option. When this option is used, a new window called "Accesses structure" is opened. In this last window, there are two columns called "Delay" and "Non-detected access probability" where the information of every component of the access (delay and detection) is storaged.



"DELAY COMPONENTS" MENU

This table contains every type of delay components which are used to construct the accesses. They are represented by their name and delay time (in seconds). The user can update this table.



"DETECTION COMPONENTS" MENU

It storages the information about accesses detection components. There are columns with the following information:

- Identity check
- Vigilance staff

If the "Special Rules" option has been selected, these conditions will be taken in the validity of the detection probability.

RISK ASSESMENT AND REPORT OPTIONS

RISK ASSESMENT

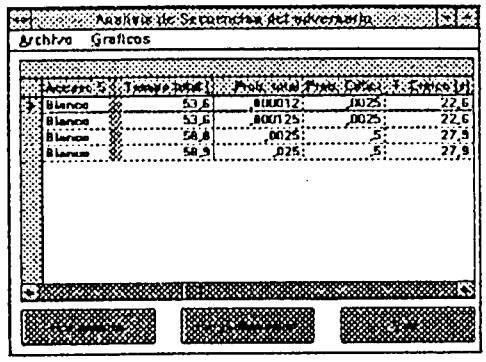
The assessment of the installation vulnerability is done by clicking the **"Risks 1"** and **"Risks 2"** buttons, which are in the lower side of the main program window.

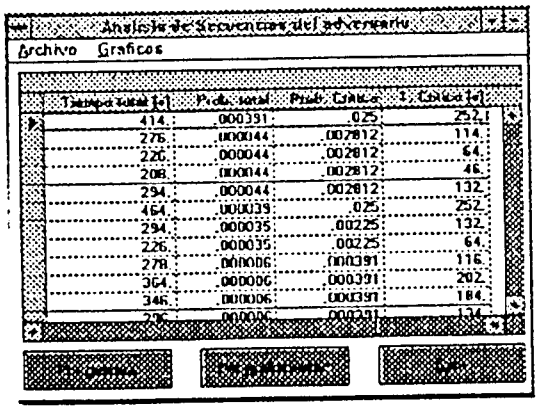
"Risks 1" calculates every possible access path to the target and "Risks 2" calculates only the six most vulnerable ones (this option is more fast but less accurate).

REPORT

This option generates a report of the risk assessment done. The different access paths are ordered in accordance with their delay or probability. In this report, the following columns are represented:

- **Total Time (sec.):** the total delay along the corresponding path.
- **Total Probability:** the total non-detected access probability along the path.
- **Critical Time (sec.):** the intruder access time to the critical detection point.
- **Critical Probability:** the non-detected access probability to the critical detection point.





GRAPHICS

The report shows two types of graphics:

- **Interruption Probability vs. SFRT:** displays the evolution of the interruption probability in accordance with the different values of SFRT.
- **Event Line:** displays the path with the minimum detection probability.

The *Report* option allows to obtain more details about the calculation of the different access paths.

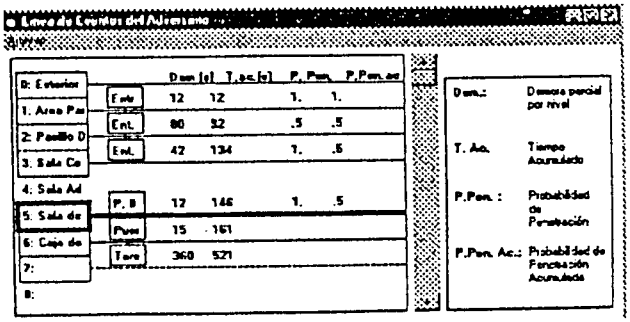
When this option is selected, we can see the summary of the different ways (paths) to get to the target. These paths can be classified in accordance with the *Delay* or

ıe *Non-detected Access Probability* (in other words, *1 - Interruption Probability*).

Classifying by probability, the data are:

The "Graphics -> Pr. vs. SFRT" option offers graphic from which we can calculate the ɜensitivity" of the Interruption Probability ɜainst different values of SFRT.

Furthermore, the "Graphic -> Event Line" ɔtion allows to display the evolution, point by ɔint, of the Non-detected Access Probability well as the Delay in each level. Let's see:



TERMINOLOGY

ASD - Adversary Sequence Diagram: graphic representation of the protection system (protection elements and connecting areas).

PPS - Physical Protection System: set of physical elements that detect and delay the intruders, the information and communications component, the security personnel and the response forces that protect the objects and facilities which are the adversary target.

Path: one of the possible ways that the adversary can take across the several protection elements and the several areas to reach the target.

Target: the objective that the adversary wants to achieve.

Scheme: the sequence of actions that an adversary systematically has to do to trespass each protection element from a given path.

IP - Interruption Probability: the probability that response forces can stop the adversary before he gets to the target.

SFRT - Security Force Response Time: the minimum time needed by the security forces to get to a determined interruption point.

CDP - Critical Detection Point: the last point on a given path where the detection must occur in the way that the security force has enough time to interrupt the intruder before he/she completes his/her mission.

PE - Protection Element: the physical element which detects and delays the adversary in a given point on a path.

AD - Accumulative Delay: the total delay time that the several protection elements offer along a determined path.

ADD - Accumulative Delay Defect: the time added to the AD in case of the protection elements delay is not enough to obtain a successful adversary interruption.

RTI - Remaining Time after Interruption: the difference between the remaining time after the CDP and the SFRT.

Modélisation diffusionnelle de l´oxydation du zircaloy-4 à 400°C dans la vapeur d´eau. Effect de la taille des précipités

García, E.A. et Beranger, G.

Publicado como PI-1/97 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MODÉLISATION DIFFUSIONNELLE DE L'OXYDATION DU ZIRCALOY-4 À 400 °C DANS LA VAPEUR D'EAU. EFFET DE LA TAILLE DES PRÉCIPITÉS

Eduardo A. GARCIA* et Gérard BERANGER**

*Accidentes Severos, Autoridad Regulatoria Nuclear, Avda. del Libertador 8250
1429 BUENOS AIRES (Argentina)

**Département de Génie Mécanique, Université de Technologie de Compiégne
B.P. 529, 60205 COMPIEGNE Cédex (France)

RÉSUMÉ

On présente un modèle pour simuler les cinétiques d'oxydation isothermique du Zircaloy-4 à 400 °C en vapeur d'eau dans d'échantillons avec différentes tailles de précipités et jusqu'à 420 jours d'oxydation. Le modèle que associe diffusion et fissuration, produit une interface qui se déplace en forme discrète avec le temps, a permis de décrire chacune des cinétiques. La détermination des paramètres responsables du caractère protecteur de l'oxyde, a pu être relié, avec les différentes tailles des précipités.

RESUMEN

Se presenta un modelo para simular las cinéticas de oxidación isotérmicas de Zircaloy-4 a 400 °C en vapor de agua de hasta 420 días de duración en muestras con diferentes tamaños de precipitados. El modelo que asocia difusión con fisuración, define una interfase que se desplaza en forma discreta en el tiempo y permite describir cada una de las cinéticas. La determinación de los parámetros responsables del carácter protector del óxido ha podido ser relacionado con los diferentes tamaños de precipitados.

ABSTRACT

A model to simulate the isothermal oxidation of zircaloy-4 in steam at 400 °C with different precipitate sizes is presented. The model combines diffusion with fissuration, defines an interface with discrete propagation in time and is able to reproduce each experimental kinetics. It was possible to establish a correlation between the parameters responsible of the protective characteristics of the oxide and the different size of precipitates.

I - Introduction

Le zirconium et ses alliages présentent lorsqu'ils sont soumis à une atmosphère gazeuse oxydante (oxygène, gaz carbonique ou vapeur d'eau) plusieurs régimes cinétiques successifs en conditions isothermes. Les premiers régimes sont en général du type parabolique et laissent ensuite place à des régimes dits pseudo-linéaires (constitués de très courts régimes paraboliques dont l'ajustement moyen est linéaire). Dans certains cas, on observe un seul régime parabolique après une courte période initiale correspondant à l'établissement des conditions stationnaires et dont la cinétique a été assez souvent mentionnée comme étant cubique; la transition entre ces régimes parabolique et le régime linéaire, est souvent appelée point de "break-away" et a été associée à des modifications mécaniques donc à une perte du caractère protecteur de la couche de zircone formée par oxydation. Rappelons que simultanément à la formation et á la croissance de cette couche d'oxyde, il y a dissolution d'oxygène dans le substrat métallique sous-jacent, phase α; ce phénomène a été abondamment étudié, notamment en termes de diffusion, compte tenu du caractère fragilisant de l'oxygène en solution solide d'insertion dans ce cas.

Les différentes transitions mentionnées ci-dessus dépendent à la fois des conditions d'oxydation (température, atmosphère) et des caractéristiques métallurgiques du matériau. A titre d'exemple la figure 1, rappelle le rôle exercé sur la cinétique d'oxydation de l'alliage zircaloy-4 oxydé á 400 °C dans la vapeur d'eau (essais en autoclave, p = 10,5 Mpa) par la taille des précipités. Si les courbes thermogravimétriques restent qualitativement du même type, on constate de nettes différences quantitatives.

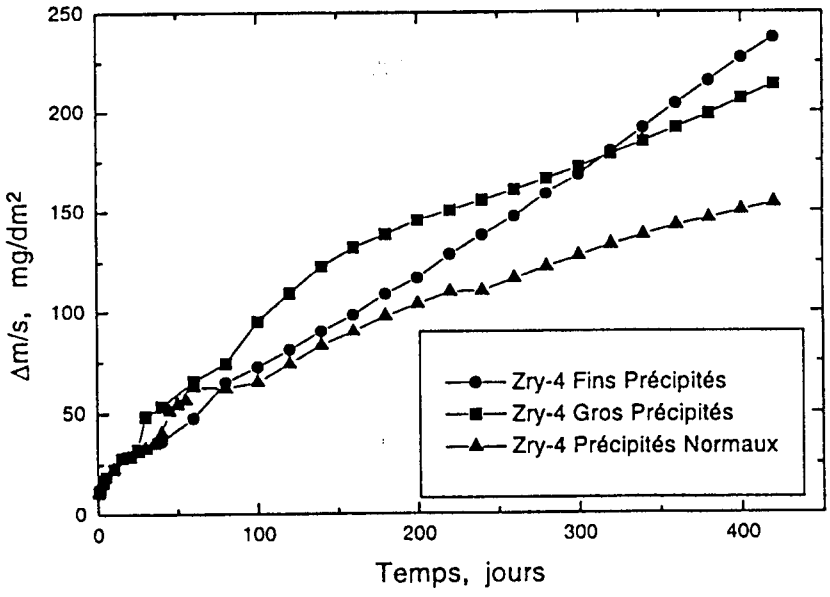


Figure 1: Cinétique d'oxydation du zircaloy-4 à 400 °C dans la vapeur d'eau : précipités fins (PF), gros précipités (GP) et précipités normaux (PN).

Comme nous venons de l'indiquer les transitions seraient associées á une fissuration plus ou moins complexe en ce qui concerne les directions d'amorçage et de propagation; cette fissuration serait due à l'effet des fort contraintes de croissance prenant naissance dans la couche d'oxyde par l'expansion volumique lors de la formation de l'oxyde à partir du métal (rapport de Pilling et Bedworth de 1,56). Ces contraintes ont plusieurs origines et ont été analysées par ailleurs. Elles peuvent d'ailleurs provoquer en fait des transitions de phases de la zircone (qui existe sous plusieurs formes allotropiques) notamment la transformation quadratique (tétragonale)→monoclinique accompagnée d'une importante anomalie dilatométrique. Plusieurs modèles qualitatifs ont été proposés pour décrire cette fissuration et les conséquences qui en résultent. Nous avons dans le travail rapporté ici utilisé l'un de ces modèles, Figure 2a ; celui-ci montre deux types successifs de fissuration à savoir :

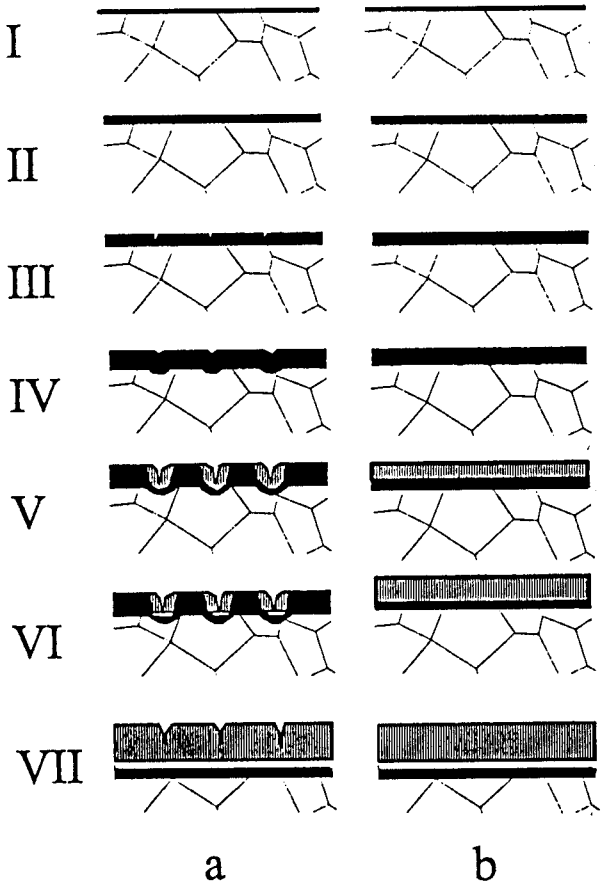


Figure 2:
a) Oxydation du zircaloy-4 d'après [1].
Ia) Film épitaxique,
IIa) Film continu d'oxyde,
IIIa) Apparition des fissures,
IVa) Formation de champignons à l'aplomb des fissures,
Va) Diffusion latérale de l'oxygène perpendiculairement aux parois des fissures entraînant la saturation progressive de l'oxyde à ce niveau,
VIa) Début de la séparation de l'oxyde interne sous-stoechiométrique et
VIIa) Séparation complète des deux couches d'oxyde;
b) Simulation correspondant du modèle proposé.

- un premier phénomène de fissuration s'amorçant en surface quand l'oxyde a atteint une certaine épaisseur avec propagation perpendiculairement aux interfaces en direction de l'interface oxyde-métal sous l'effet des contrantes de tension ($\sigma>0$) avec arrêt à la fibre neutre ($\sigma=0$) située dans l'oxyde à une distance de quelques microns de l'interface interne.

- un second phénomène de fissuration parallèlement aux interfaces résultant des courts-circuits de diffusion provoquée par le premier type de fissuration.

II - Modèle de diffusion

Il est possible à partir des modifications morphologiques et structurales décrites d'exploiter ce modèle simple en termes de diffusion en volume et par courts-circuits pour rendre compte des différentes courbes themogravimétriques observées. Nous avons fait une hypothèse simplificatrice, à savoir que les coefficients de diffusion en volume au sein de la couche de zircone ne sont pas affectés par les modifications structurales (changements de phases).

A travers la zone fissurée, la diffusion par courts-circuit est très rapide. Tout se passe alors en première approximation comme si le point où la concentration d'équilibre entre le gaz et l'oxyde est satisfaite progresse depuis la surface externe vers l'intérieur de l'oxyde, Figure 3.

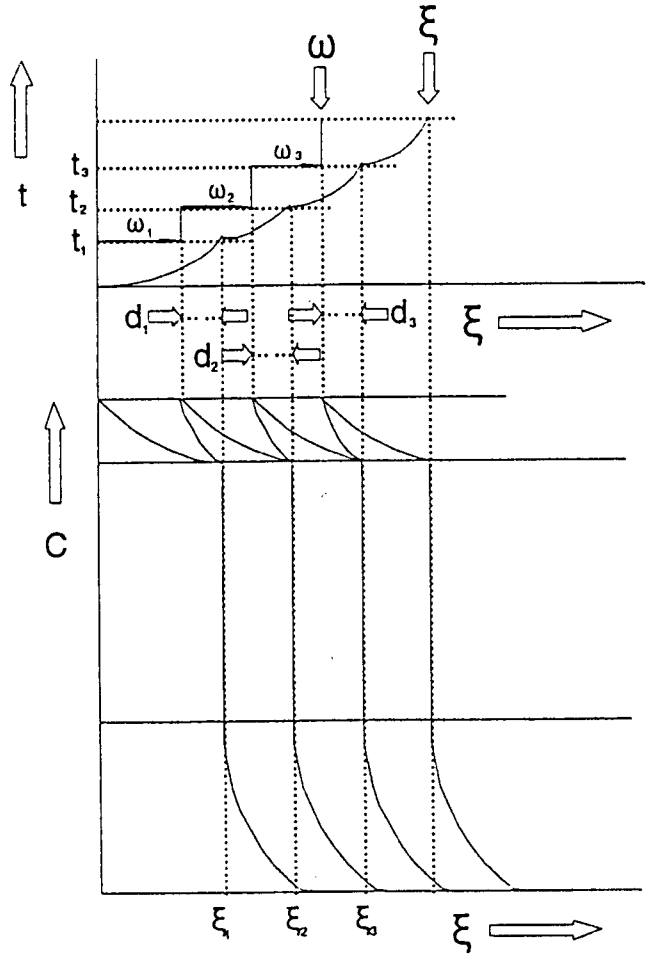


Figure 3: Représentation schématique du processus répétitif de diffusion-fissuration-oxydation, montrant l'arrêt de la fissure, à une profondeur ω_i et à une distance d_i de l'interface métal/oxyde (fibre neutre: $\sigma=0$).

Il en résulte que le flux d'oxygène augmente lors de la propagation de la fissure :

$$J_0 = -D\left(\frac{dc}{dx}\right)_\xi$$

$$-\left(\frac{dc}{dx}\right)_1 < -\left(\frac{dc}{dx}\right)_2$$

d'où $J_1(t_1)<J_2(t_2)$ avec $t_1<t_2$

ceci se traduit sur la courbe cinétique par une augmentation de la masse d'oxygène absorbée et donc par un décrochage sur cette courbe.

Les fissures vont se propager à partir d'un temps t_i. qui dépend de l'épaisseur de la couche d'oxyde et des contraintes en présence. A chaque propagation critique, il y a un décrochage sur la courbe cinétique. Il est donc possible à partir des courbes cinétiques de connaître ces temps t_i. Les fissures se propagent jusqu'à la fibre neutre ($\sigma = 0$) donc à une profondeur ω_i laissant une épaisseur d_i non fissurée; il y a relaxation des contraintes suite à cette fissuration. Une nouvelle étape d'oxydation démarre alors et de nouvelles contantes prennent naissance selon le même mécanisme avec les mêmes conséquences; le phénomène est donc répétitif.

La figure 3, montre schématiquement à titre d'exemple les profils d'oxygène, dans le cas où il s'est produit trois phénomènes de fissuration, les positions successives ξ_i, de l'interface métal-oxyde et ω_i de l'interface oxyde fissuré/oxyde non fissuré.

Nous avons à partir de ce modèle utilisé un code de calcul développé précédemment [2] afin de résoudre ce problème de Stefan à plusieurs interfaces. L'ajustement entre les courbes cinétiques théoriques et expérimentales se fait à l'aide des valeurs du coefficient de diffusion de l'oxygène dans l'oxyde, D_{ox}, pour la première parabole, d_i pour un temps t_i des étapes successives ultérieures, on aboutit ainsi à la valeur: $D_{ox} = 1{,}563 \times 10^{-13} cm^2 s^{-1}$. Celle-ci correspond à la valeur utilisée dans d'autres travaux pour le zirconium pur [3] affectée d'un coefficient 0,2.

Par contre les valeurs du coefficient de diffusion en volume de l'oxygène dans la phase α, D^{α}_{o} , ainsi que celles des concentrations aux interfaces n'ont fait l'objet d'aucun ajustement. Nous avons adopté des valeurs extraites de travaux antérieurs. Ainsi la valeur D^{α}_{o} est $1{,}061 \times 10^{-16} cm^2 s^{-1}$; on constate que cette valeur est très faible et justifie les hypothèses simplificatrices faibles en ce qui concerne la solution solide.

III - Résultats

l'objectif de ce travail était double :

- proposer un modèle avec ajustement des coefficients pour rendre compte de la cinétique complexe d'oxydation du zircaloy-4 en vapeur d'eau.

- appliquer ce modèle pour en déduire des informations quant à l'influence de la taille des précipités dans le zircaloy-4 sur la cinétique d'oxydation et plus spécialement sur les caractéristiques mécaniques et physiques de la couche d'oxyde.

Nous avons considéré que le coefficient de diffusion de l'oxygène dans l'oxyde ne change pas avec la taille des précipités. Pour cette raison, nous avons imposé un seul coefficient effectif D_{ox}, pour les trois ajustements. La figure 4, montre, à partir du modèle développé, les cinétiques calculées d'oxydation du zircaloy-4 dans la vapeur d'eau pour les trois types d'alliages à précipités de grosse taille (GP), de taille dite normale (PN) et de taille fine (PF). On constate que la comparaison entre le calcul et la théorie est satisfaisante si on tient compte que les essais ont été réalisés sur de longues durées et par une technique gravimétrique discontinue.

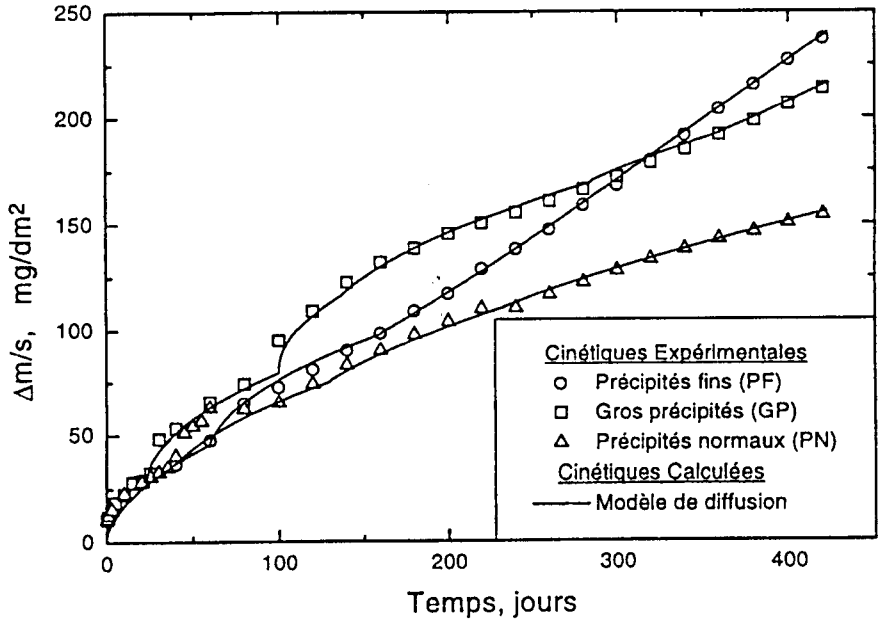


Figure 4 : Comparaison entre les cinétiques expérimentales et celles calculées par le modèle.

Les différences entre les trois cinétiques se traduisent dans les valeurs des termes d_i, c'est-à-dire des distances où se situent la pointe des fissures maximales par rapport à l'interface métal-oxyde. La figure 5, montre la propagation d'une fissure en fonction du temps ainsi que la propagation de l'interface métal/oxyde. Cela permet donc de mettre en évidence l'influence de la taille des précipités sur le comportement mécanique de la couche d'oxyde. En effet la valeur de d_i traduit l'épaisseur de l'oxyde non affecté par la fissuration donc l'épaisseur de l'oxyde ayant un caractère protecteur.

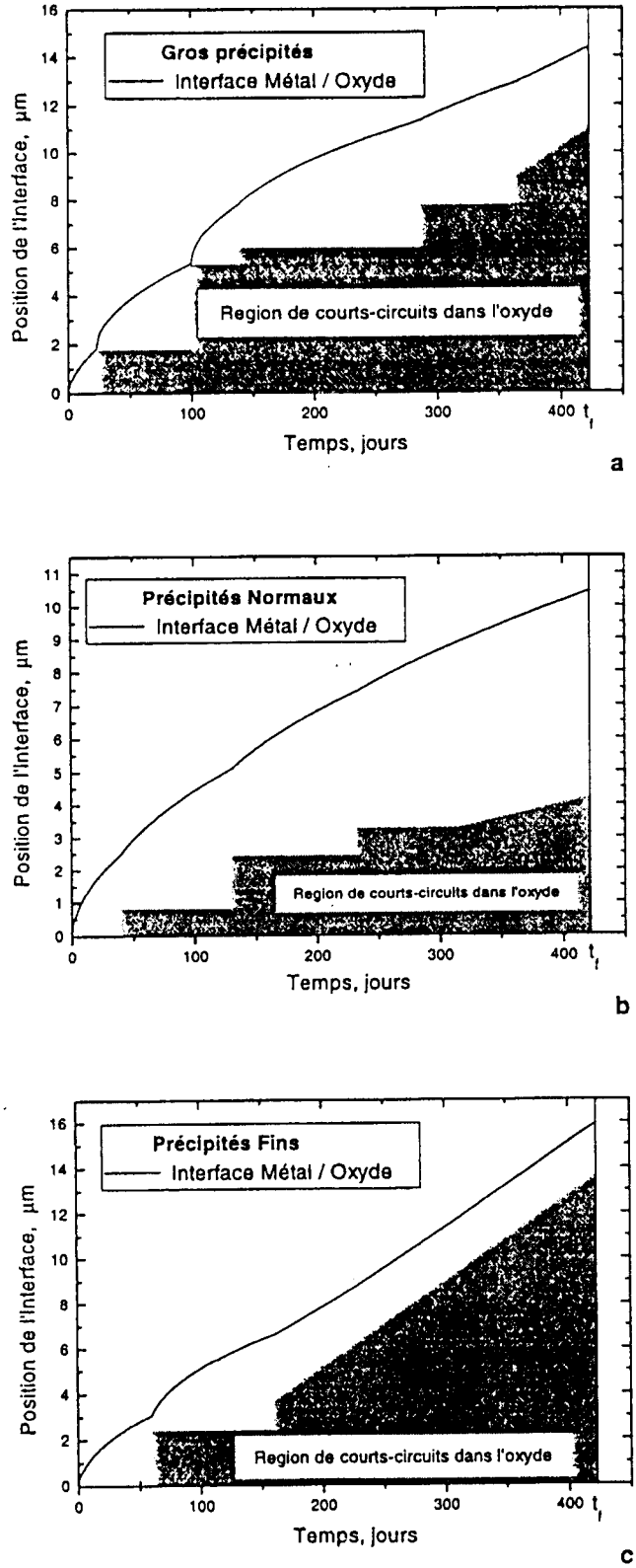


Figure5: Positions des interfaces métal/oxyde et oxyde fissuré/oxyde non fissuré pour les échantillons: **a)** à gros précipités (GP), **b)** à précipités normaux (PN) et **c)** à précipités fins (PF).

Le tableau I permet d'évaluer l'influence de la taille des précipités non seulement sur les valeurs de d_i et de ω_i ainsi que sur les pourcentages de la couche non fissurée (rapport $\frac{100\, d_i}{\omega_i + d_i}$). On constate ainsi que ce pourcentage ne varie pas sensiblement pour les longues durées avec la taille des précipités; par contre pour les durées courtes les échantillons de type PN se distinguent des échantillons de type GP et PF. En particulier, cela se traduit du point de vue de la fissuration et donc du point de vue cinétique par l'apparition très tôt du régime pseudo-linéaire pour les échantillons de type PF.

TABLEAU I

Type d'échantillons	Taille de précipités	t_i	ω_i	d_i	$\frac{100\, d_i}{\omega_i + d_i}$
	µm	jours	µm	µm	%
GP	0,33	23	1,8	0,05	23
		100	3,5	0,05	1,4
		137	0,7	1,8	72
		285	1,8	3,6	66
		360	1,2	3,9	77
		360		linéaire	
PN	0,13	40	0,8	1,7	69
		130	1,6	2,6	62
		233	0,9	4,1	82
		315		linéaire	
PF	0,03	60	2,4	0,6	21
		160	1,3	2,9	70
		160		linéaire	

Dans le cas du régime pseudo-linéaire, nous avons fait l'hypothèse que la fissure se propage de façon continue et selon une loi linéaire en fonction du temps; en fait c'est une représentation moyenne de petits incréments de propagation (des petits échelons élémentaires). Ainsi, suivant la taille des précipités les valeurs de la vitesse de propagation des fissures sont rassemblées dans le tableau II. De nouveau, les échantillons de type PN semblent se différencier des deux autres types.

TABLEAU II

Type d'échantillons	V cm/s
GP	4.10^{-11}
PN	1.10^{-11}
FP	$4,4.10^{-11}$

IV - Conclusion

Un modèle associant fissuration et diffusion avec une interface se déplaçant successivement de façon discrète avec le temps croissant en conditions isothermes, a pu être développé et rendre correctement compte de la cinétique complexe observée au cours de l'oxydation du zircaloy-4 dans la vapeur d'eau à 400°C. L'exploitation de ce modèle a permis de montrer que la taille des précipités présents dans l'alliage avait une influence sur les modifications mécaniques et morphologiques, ce qui se traduit par des différences dans les cinétiques elles-mêmes.

RÉFÉRENCES

[1] L.H. KEYS, G. BERANGER et P. LACOMBE, J. Less-Common Metals, 14, (1968),181.

[2] E.A. GARCIA et J. KOVACS, J. Nucl. Mater. 210 (1994) 78-83.

[3] R. PIOTRKOWSKI, A. DENIS, J. KOVACS et E.A. GARCIA, J. Nucl. Mater. 202 (1993) 252-265.

Remerciements

Les auteurs expriment leur reconnaissance à Messieurs P. Barberis et D. Charquet de la société CEZUS pour la fourniture des données expérimentales gravimétriques relatives aux essais d'oxydation en autoclave.

Assessment of Physical Protection Systems

Rodríguez, C.E.; Cesario, R.H. and Cabrera, A.

Presentado en: International Conference on Physical Protection of Nuclear Material: Experience in Regulation Implementation and Operation, Viena, Austria, 10 al 14 de noviembre, 1997

ASSESSMENT OF PHYSICAL PROTECTION SYSTEMS

Rodríguez, C.E.; Cesario, R.H. and Cabrera, A.

Nuclear Regulatory Authority
Buenos Aires - Argentina

The System of Physical Protection of Nuclear Material and Installations in Argentina started at the very beginning of the nuclear activities and has been improved since then.

Nowadays, the Nuclear Regulatory Authority created by means of the Law 28.804 has the Department of Physical Protection who is the responsible of the performance of the Basic Standard AR 10.13.1. This standard is applied to thirty three (33) installations in the whole country.

The National Regulatory Authority of Argentina has developed a computerised model named "IntruBuster" version 2.0 to evaluate the physical protection system of nuclear installations. This evaluation is developed through a graphic model of the installation where the information about distribution of different sectors, detection elements, delay elements, modality of intruder access and security force response time are included.

An important option is that this software includes building sights to have a further idea of the installation to evaluate.

This paper describes in general terms the "IntruBuster" V. 2.0 computing program as a tool to evaluate the physical protection system applied to nuclear installations.

1. INTRODUCTION TO THE CALCULATION METHOD

The general structure is constituted by several factors as detection, delay and reply of security forces. The aim of this evaluating method is to find the most vulnerable path. In other words, it is the path with minimum adversary detection probability while the time is enough for a successful reply before the adversary gets to the target. This probability is called Interruption Probability (IP) and it is calculated for each the possible path, determining the Critical Detection Point (CDP). This is the point on the path where the remaining time the adversary needs to complete his mission, exceeds the security force response time. Then, the IP is the probability to detect an intruder by the CDP.

The several paths are orderly displayed by their vulnerabilities probabilities. The most vulnerable path is the one that has the minimum value of IP. The paths with same probability are ordered by their remaining time after interruption (this time is the difference between the time after CDP and the security force response time).

2. CONCEPTS TO MODEL

The program was designed to model specific systems for each installation starting from the external area to the target (installation) and to analyse its effectiveness. Then it needs the following information:

- make a physical installation diagram;

- specify the adversary attributes and tactics;

- the set of delay and detection system elements;

- the range of possible responses from security force that could be whether interruption (entry) or blockade (entry/exit).

3. BASIC CONCEPTS

The most important concepts of the implementation of the security analysis of nuclear installations are detailed below.

The security evaluation of a physical installation requires a calculation tool to estimate the vulnerability against the intruder who wants to achieve a given target. The distribution of physical elements to avoid the intruder access have to be modeled in an appropriate way.

"It is necessary to try with different alternatives to improve the security".

3.1. Analysis Methods

It's important to say that the first model of security assessment was the "IntruBuster" Version 1.0. The new version uses two types of analysis: the Analysis by Levels (used by the first version too) and the Montecarlo Analysis.

3.1.1. Analysis by Levels

The first version of IntruBuster works with the "Analysis by Levels" method, which makes an abstraction of the installations where the areas and accesses are basically the same element. These elements connect the different levels (reduced to points without dimension) of the installation in a linear structure, obtaining a simpler and faster analysis but not so realistic when the installation has a high degree of complexity. This method is not suitable in the case where the complexity of the installation doesn't make possible the applicability of a scheme of nodes and accesses.

3.1.2. Analysis by Montecarlo Method

In the version 2.0 of the program, it is possible to build the model directly on the installation layouts; the relating information to the elements which are involved in the security of installation (delay and detection elements) are joint in regions (areas, accesses, levels, etc.) which are represented on the design window.

The Montecarlo method let us take into account the spatial and temporal information from the installation, and the user only has to put the real information. The method consists in the simulation of "intruders" whose appearance, circulation and movements "inside" the diagram is completely random. In this manner, a number of "intrusions" are automatically generated; some of them will become in captures of the intruder, some others in neutralization and the others in success in reaching the target. From all the possible paths, some of them will be the most vulnerable. Finally, there are some parameters of forward, backward and lateral movement that characterize the behavior of the intruder in their action of reaching the target.

One important tool is the use of a **vectorial method**. Through the movements of the cursor, it is possible to place it on accesses, detection and delay elements, fences, guard room and target room to change their position on the installation layout and to obtain other performance of the physical protection system. The main purpose for this is to get the best configuration of the physical protection system of the installation with the maximum interruption probability.

The Montecarlo method is more effective than the "analysis by level" method, because of the use of the "random" feature; this feature let the analysis arrive to a more exact result. This method launches a final report showing the probability of interruption and the critical time, and the other method only shows the probability of interruption. These terms are applied to the most vulnerable path.

3.2. Penetration paths to the target

The penetration path is every path that can be crossed by the intruder to reach the target. From all the possible routes, there will be some routes where the intruder is intercepted with certain probability before he/she gets to the target, and some others where probably he/she can't be intercepted; it depends on the Security Force Response Time (SFRT).

3.3. Critical Detection Point

The Critical detection Point (CDP) is the point on the intruder path where he/she must necessarily be detected in order that the Security Force has enough time to intercept him/her before he/she completes the mission. That point can not exist if the response time against the intrusion is slower than the intruder access time to the target.

3.4. Non-Detected Intrusion Probability

The diagram is composed by two types of elements: detection and delay. The calculation of probabilities basically takes account of the Non-Detected Probability (the probability that an intruder crosses the region where the detection is developed and he/she is not detected) associated with each element of detection, and also the temporal information of the delay elements to evaluate the Interruption Probability.

Each i-access or i-area has j elements of detection which can be found in one of the k possible paths to the target. The probability that the intruder is not detected in a given access or area is equal to the probability that no detection elements can detect him/her. Then:

P(i-area or i-access non-detected) = P(no det 1and no det 2 and … and no det n)

3.5. Total and Critical Non-Detected Probability

There are two quantities to evaluate in all the possible paths. The first is simply the probability of intruder reaches the target without detection along the path. The second is the non-detected access probability until the Critical Detection Point.

3.6. Interruption Probability

From all the possible paths, the most vulnerable path is the one where the critical probability is maximum. The Interruption Probability (IP) will be the complement of the maximum Critical Probability, in other words, the probability that intruder is detected before or in the CDP for the most vulnerable path:

$$IP = 1 - CP_{MAX}$$

3.7. Delay

The Delay is the temporal delay along the adversary path to the target. This delay can be set up by any device which is specially designed for this work, by any material element which has to be crossed (obstacles, walls, etc.) or simply by the transit time taken along the route.

Another possibility are the actions that the guards make.

To evaluate the Non-Detected Penetration Probability, we have to compare the Total Delay (from the Critical Detection Point to the target) against the Security Force Responce Time, and then we get the Interruption Probability.

3.8. Critical Path

The Critical Path is the path which has the most Non-detected Penetration Probability, or in other words, the path with the lowest Interruption Probability.

3.9. Detection

The detection is action caused by the intruder in a zone of the installation where special designed devices are located to respond to the adversary presence. The detection elements can be complemented with additional conditions that validate or not the chosen option (e.g., presence or not of guards).

3.10. Security Force Response Time

It is the time that the Response Force take to intercept the intruder after he/she is detected. The Security Force Response Time (SFRT) often is not a unique value; it depends on the location of the Security Force respect to the different areas where the intruder can be interrupted. So each area of the installation has to have associated a SFRT.

In this program, we use two types of value for the SFRT:

- “Global” value, which is entered in the “Buildings” window and correspond to the time that Security Force take from the exterior to the installation;

- “Local” value, which is entered when the different areas are added and correspond to the time that Security Force take from the exterior to the specific area.

So the “Effective” SFRT from each area is the addition of the global and the local values.

$$\text{Effective SFRT} = \text{Global SFRT} + \text{Local SFRT}$$

3.11. Number of intents

The number of intents is the number of iterations that the Montecarlo analysis run on the installation. We need a given number of iterations to converge to the critical path, and they depend on the complexity of the installation and the value of the forward, backward and lateral displacements of the intruder.

A criteria to use the method can be this:

- Use a number of iterations less or equal than 40 x N° of areas

- Run the analysis three times with the recommended number of iterations and assure the same result (convergence)

- If the convergence doesn’t exist, we have to increase the number of iterations and/or modify the probabilities of forward, backward and lateral displacements.

4. MENUS

There are a lot of menus we can use in the software. These menus are related to:

- Manage the files

- Set the buildings, images and devices

- Run the analisis

- See the results of the analysis

- See the pictures from the installations

5. TECHNICAL DETAILS

The “IntruBuster” V. 2.0 has been developed in the Microsoft Visual Basic programming language. This language is oriented to objects, making easy the management of images and information screens. An object is an entity that contains the data state and the processes that can be executed on it to modify it. To storage the different required data, the Microsoft Access database is used.

To obtain a good performance of the software, we require:

- PC Pentium 133 MHz
- 16 Mbytes RAM
- Windows 95 Operating System

6. INSTALLATION DIAGRAM - EXAMPLE

Now, we will make the analysis for an hypothetical nuclear installation called “Argentinean Reactor”. This installation is composed by four areas and have different accesses and delay and detection devices. With the reverse access option, we built the reverse access of the original ones (two way accesses).

We set up the security force response time (SFRT), the transit mode of the intruder and the features of each area and device of the installation. After that, we run the analysis with the forward, backward and lateral probability of intrusion and obtain the result. We can see there the most vulnerable path, the critical point and the higher exposition areas.

Implantación de la cultura de seguridad en centrales nucleares

Touzet, R.E.

Presentado en: Workshop sobre cultura de seguridad en centrales nucleares,
Embalse, Córdoba, Argentina, 11 al 13 de agosto, 1997

IMPLANTACIÓN DE LA CULTURA DE SEGURIDAD EN CENTRALES NUCLEARES

Touzet, R.E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN:

Todas las organizaciones productivas están constituidas básicamente por dos elementos diferentes: los aspectos llamados **"técnicos"** como los equipos, las máquinas, los documentos, los materiales y las herramientas usadas para producir, y los **"factores humanos"** o las personas que trabajan en la organización. Por dicha razón se los denomina : ***SISTEMAS SOCIOTÉCNICOS.***

Tradicionalmente, los programas de entrenamiento y capacitación estuvieron basados exclusivamente en el aspecto técnico. Los cursos que se dictan tratan de aumentar y perfeccionar el conocimiento técnico que tienen las personas sobre los elementos y los sistemas que deben manejar. Los exámenes y evaluaciones que se realizan permiten determinar si efectivamente se han adquirido esos conocimientos técnicos. También las escuelas y universidades trabajan habitualmente en el mismo sentido, otorgando y verificando la real adquisición de los conocimientos técnicos.

Por otra parte, la investigación y desarrollo para mejorar la Calidad del diseño y la producción se realiza también sobre los aspectos técnicos.

O sea que, de alguna manera, el aspecto técnico en las organizaciones productivas está debidamente controlado, y se cuenta con los mecanismos idóneos para lograr su mejora continua.

El aspecto humano de las organizaciones no fue considerado de la misma forma. Tal vez se pensó que no era un aspecto que se pudiera modificar dentro de la misma organización a través de la enseñanza.

Este enfoque tradicional evolucionó en las últimas décadas, debido fundamentalmente al impacto que causó en occidente el desarrollo de la industria japonesa de postguerra.

Se desarrollaron nuevos criterios para el manejo de las organizaciones productivas, donde además de los conocimientos técnicos, **se puso el énfasis en mejorar la actitud, la motivación y la predisposición de las personas para lograr la calidad y la excelencia en la producción.** La clave del éxito estriba en la participación de todo el personal, a todo nivel, para lograr los objetivos de la organización. A estos sistemas modernos de manejo de las organizaciones se los llamó Sistemas de Calidad Total. (en inglés Total Quality Management o TQM).

En la Industria Nuclear ocurrió un hecho muy trascendente que cambió radicalmente el enfoque tradicional en el manejo de la calidad, el accidente de Chernobil... El Comité Técnico que evaluó las causas del accidente determinó que:

> La sola existencia de un Programa de Calidad no es una garantía adecuada para prevenir los accidentes... Es importante la actitud y motivación de los individuos y la Cultura de la Organización a la que llamó: *"CULTURA DE SEGURIDAD"*

En síntesis, no se puede garantizar la seguridad de una instalación apelando solamente a la calidad de los equipos y al conocimiento técnico; se debe trabajar en **la mejora del Sistema Sociotécnico que incluye a las personas que la integran**.

El cambio de la Cultura de la Organización y el cambio de la actitud y motivación de los individuos no es naturalmente una empresa fácil, pero es posible, otros lo han hecho... La tarea requiere mucho esfuerzo, la convicción y el involucramiento efectivo de los niveles de dirección y la participación de todo el personal.

La implantación de la Cultura de Seguridad no solo mejora la Seguridad de la Instalación sino que fundamentalmente contribuye a mejorar la calidad de vida de las personas...

DESARROLLO DEL TEMA

1. Aplicación de Sistemas de Calidad en Centrales Nucleares (antecedentes)
2. Origen del nuevo concepto ‘‘Cultura de Seguridad’’
3. Implicancias sobre el prestigio de los Sistemas de Calidad
4. Definición y amplitud del concepto Cultura de Seguridad
5. Relación entre la Cultura de Seguridad y los criterios de Calidad Total
6. Dificultades prácticas para su aplicación y difusión
7. Conflicto que se presenta para las Autoridades Regulatorias
8. Relación con el nuevo Código de Calidad del IAEA (50 - C - Q)
9. Necesidad de conciliar dos culturas (la Calidad Formal y la Calidad Real)
10. Metodología recomendada para su implementación

1 - Aplicación de Sistemas de Calidad en Centrales Nucleares (antecedentes)

En la década del 70 la mayor parte de las Centrales Nucleares en operación ya habían implementado Programas formales de Garantía de Calidad para controlar sus actividades.

Debido al hecho de que los criterios de Garantía de Calidad fueron establecidos a partir de la experiencia de la **industria manufacturera** el sistema funcionó mejor para las etapas de construcción y montaje de las Centrales Nucleares mientras que se presentaron algunas dificultades prácticas en la aplicación de los criterios a las Centrales en Operación.

De todas formas la relación entre la seguridad de las instalaciones y el uso de algún sistema de calidad nunca fue puesta en duda, y las Autoridades Regulatorias exigían normalmente su implementación como requisito imprescindible para obtener, tanto las licencias de construcción, como las de operación.

Se puede mencionar, como antecedente muy significativo, que cuando ocurre el accidente de Three Mile Island, en marzo de 1979, la Comisión Kemeny, nombrada por el Gobierno de los Estados Unidos para estudiar el problema, arribó a la conclusión de que *una de las principales causas del accidente fue justamente la falta de una adecuada implementación del Programa de Garantía de Calidad*.

El informe del Comité mencionado indicaba como causas del accidente a las siguientes desviaciones:

- La falta de una evaluación independiente de Garantía de Calidad para las operaciones y para los equipos no considerados importantes para la seguridad.
- El hecho de que el sistema de control de las no conformidades y acciones correctivas no incluía a todos los sistemas que podían afectar la seguridad de la Planta.
- Que el responsable del grupo de garantía de calidad de la instalación dedicaba sólo una fracción de su tiempo a sus tareas específicas, estando envuelto también en problemas de costos y dirección de la operación.
- Que un error en el procedimiento de mantenimiento respectivo fue la causa que originó que estuvieran cerradas todas las válvulas de conexión de las bombas auxiliares de alimentación a los generadores de vapor.

La reacción del Congreso de los Estados Unidos fue muy fuerte; Como consecuencia de este estudio, se condicionó el otorgamiento del presupuesto al NRC al cumplimiento de los siguientes puntos:

1. El NRC no puede otorgar licencias sin ejecutar previamente una auditoría de Garantía de Calidad a las instalaciones que lo soliciten.

2. El propio NRC debe poseer debidamente implementado un adecuado Programa propio de Garantía de Calidad.

En síntesis, se consideraba que la utilización de Programas de Garantía de Calidad debidamente implementados era realmente la mejor garantía para alcanzar un adecuado standard de Seguridad.

Cuando ocurrían fallas o accidentes se asumía que la causa más probable era la falta de una adecuada implementación del Programa de Garantía de Calidad.

La relación Garantía de Calidad / Seguridad parecía ser clara y unívoca.

2 - Origen del nuevo concepto ‘‘Cultura de Seguridad’

La aparición del concepto ‘‘Cultura de Seguridad’’ surge como respuesta a un accidente, en este caso al episodio más grave que halla ocurrido en la Industria Nuclear, (mucho más grave que el de TM I) … el accidente de Chernobil.

Pero veremos que la respuesta que en este caso tuvo un Comité de Seguridad con respecto a los sistemas de calidad fue algo diferente...

Luego de ocurrido el accidente de Chernobil, el Grupo Asesor en Seguridad Nuclear del Organismo Internacional de Energía Atómica (INSAG) hace un análisis d

e las causas que condujeron al accidente ([1]) y afirma que la causa principal del evento fue la falta de una adecuada ‘‘Cultura de Seguridad’’

Más aún, el INSAG afirma que *la sola existencia de un Programa de Garantía de Calidad no es una garantía adecuada para prevenir los accidentes*, y que aun *el cumplimiento de todos los procedimientos y las buenas prácticas no son suficientes* si se realizan en forma mecánica y sin convicción...! ([2])

[1] IAEA, Safety Series N° 75 - INSAG - 1/ 1986 (Post-Accident Review Meeting on the Chernobil Accident)
[2] IAEA, Safety Series N° 75 - INSAG - 4 / 1991 (Safety Culture)

Debido a las características especiales del nuevo concepto, que pueden dar lugar a subjetividades, se produjeron algunas polémicas en cuanto a su interpretación, razón por la cual el INSAG emitió posteriormente un documento más extenso, que explicaba en detalle el alcance y la aplicación práctica de la Cultura de Seguridad([3]).

Asimismo el IAEA organiza varias reuniones técnicas para discutir su significado y aplicación y entonces el término adquiere gran difusión en la comunidad Nuclear.

El IAEA crea posteriormente un grupo para el asesoramiento y soporte en la aplicación de la Cultura de Seguridad el cual elabora un Manual de aplicación y evaluación de la Cultura de Seguridad llamado ‘‘ASCOT Guidelines’’ el cual fue recientemente revisado([3]).

La aparición de los nuevos documentos referidos al tema amplia el campo de aplicación del nuevo concepto.

Un concepto, una idea que originalmente se restringía a destacar *la relevancia de la actitud de las personas,* recibe aportes de casi todas las áreas importantes para la seguridad operacional, y da lugar a una guía que contiene recomendaciones para un sinnúmero de actividades que se llevan a cabo en una Central Nuclear.

3 - Implicancias sobre el prestigio de los Sistemas de Calidad

Esta idea de la Cultura de Seguridad emitida por el INSAG fue compartida por gran parte de la comunidad nuclear y produjo naturalmente un cierto impacto en el crédito que tenían hasta ese momento, los Programas de Garantía de Calidad que se estaban utilizando.

Ya no bastaba, de acuerdo al nuevo concepto, con tener un sólido Programa de Garantía de Calidad, evaluado mediante auditorías periódicas, para lograr que todas las cosas ocurrieran de acuerdo a lo planificado.

Ahora se debía además tener muy en cuenta *la actitud de las personas y el estilo de la organización*.

En realidad los Programas de Garantía de Calidad ya habían experimentado un cierto descrédito con anterioridad, debido a algunas falencias en su aplicación. Es decir: No es correcto hablar de fallas del Sistema de Garantía de Calidad propiamente dicho, sino más bien de fallas cometidas por las personas que tuvieron la responsabilidad de su aplicación.

Las razones del descrédito se basaban en 4 puntos importantes:

a) Se generó casi siempre un gran **volumen de documentos**, muchas veces de manera innecesaria, sin tener en cuenta la capacidad de las personas para leerlos.

b) Se puso más énfasis en la **inspecciones y la revisión** de los documentos que en la incorporación de la calidad en el producto (se consideró que incrementar el control un poco más era siempre una buena medida para mejorar la calidad).

c) En cierta forma se **deshumanizó** el sistema, dado que se consideró a las personas como elementos a los cuales se podía entrenar y capacitar pero no se tenía en cuenta la importancia de su actitud frente a las cosas.

e) La jefatura tenía en general **dificultades para evaluar la eficiencia** del Programa de Garantía de Calidad aplicado en relación al costo que el mismo implicaba. No se utilizaron indicadores de performance y consecuentemente, se vio dificultado el proceso de mejora y revisión continua del Programa, lo que siempre constituyó una asignatura pendiente.

[3] ASCOT Guidelines IAEA - TECDOC - 860 (revisión aparecida en enero de 1996)

Esta situación determinó que las Autoridades Regulatorias de varios países tomaran la determinación de revisar sus requerimientos al respecto. El IAEA también decidió iniciar la revisión del Código y las Guías de Seguridad de Garantía de Calidad. El éxito de estas medidas, algunas de las cuales son muy recientes, podrá ser evaluado en base a los resultados que se obtengan de su aplicación en el futuro.

4 - Definición y amplitud del concepto Cultura de Seguridad

La Cultura de Seguridad no es una nueva técnica, ni una nueva metodología, sino más bien representa un **cambio cultural**. Es la propuesta concreta de una nueva ‘‘cultura’’, que le asigna mucho mayor relevancia a la actitud de la gente y donde se establece como primera prioridad, como requisito excluyente, la Seguridad Nuclear.

En base a este objetivo esencial, las actividades que se realicen recibirán una atención particular de acuerdo a su importancia para la seguridad.

Esta cultura se deberá ver reflejada en las actitudes de todos los individuos que conforman a todas las organizaciones involucradas, incluyendo el Gobierno del país, la Autoridad Regulatoria y la Organización que opera la instalación. Desde los altos niveles directivos hasta los niveles inferiores de ejecución.

El INSAG define a la Cultura de Seguridad de la siguiente forma :

> La Cultura de Seguridad es el conjunto de características y actitudes de la organización y los individuos que la constituyen, el cual establece como primera prioridad que las actividades que se realicen recibirá una atención especial de acuerdo a la importancia que tengan para la seguridad nuclear .

El documento que explica en detalle los principios de la Cultura de Seguridad (INSAG 4) contiene un listado de más de 100 ítems que se refieren a :

- LAS ACTITUDES PROPIAS DE LOS INDIVIDUOS Y
- LOS ELEMENTOS QUE REPRESENTAN AL ESTILO DE LA ORGANIZACIÓN

Dentro de estos ítems hay un primer grupo de elementos que son habituales en un Programa de Garantía de Calidad, tales como :

- Cumplir con los procedimientos establecidos
- Definir las responsabilidades de cada persona
- Establecer Programas de Entrenamiento
- Realizar una revisión periódica de documentos
- Publicar periódicamente los resultados de evaluaciones.
- Asistir a reuniones de trabajo sobre un tema determinado
- Determinar las políticas de la organización
- Establecer claras líneas de autoridad, etc., etc.

La evaluación de estos ítems no ofrece mayores dificultades y son habitualmente parte de las auditorías convencionales de Garantía de Calidad.

Hay un segundo grupo de ítems que, aunque no están explícitamente incluidos en los criterios clásicos de Garantía de Calidad, son el resultado de la experiencia en la industria nuclear en los

últimos años, y pueden ser incorporados sin mayores dificultades, ampliando los requisitos actuales. Ejemplo de estos ítems son los siguientes :

- Usar los resultados de APS como soporte de decisiones técnicas
- Tener en cuenta la experiencia operativa en el reentrenamiento
- Usar videos y Mock-ups en el training de personal de mantenimiento
- Usar indicadores de performance en la planificación
- Realizar intercambio de información sobre incidentes

La evaluación de este segundo tipo de ítems tampoco ofrece demasiadas dificultades y simplemente deben ser establecidos como requisitos regulatorios.

Finalmente existe un tercer grupo de elementos, que son tal vez los más representativos de la cultura de seguridad, cuya interpretación conceptual y su eventual evaluación no puede ser fácilmente normalizada y por lo tanto son fuertemente dependientes de las opiniones particulares de las personas.

Se puede mencionar, como ejemplos más relevantes, los siguientes:

- actuar con suma precaución,
- tener una actitud vigilante,
- obrar con sano juicio,
- tener pleno conocimiento,
- tener total sentido de la responsabilidad
- tomarse tiempo y pensar frente a un problema
- actuar con cuidado especial
- tener un enfoque riguroso y prudente

Dentro de cada una de las Organizaciones involucradas, las características y actitudes que menciona la definición, están distribuidas en tres niveles jerárquicos:

1. Nivel de Dirección: la de los que fijan las políticas y proveen los recursos.

2. Nivel Gerencial: la de los responsables de la supervisión y control de las tareas

3. Nivel de ejecución: la de los operarios y ejecutores de las tareas.

5 - Relación entre la Cultura de Seguridad y los criterios de Calidad Total

La aparición de este nuevo concepto que, básicamente tiene en cuenta la actitud y predisposición de las personas para lograr los objetivos de la organización, no fue privativo de la Industria Nuclear.

En la industria convencional también ocurrió a partir de la década del 70 una profunda evolución cultural, que dio lugar a la aparición de nuevos conceptos y tendencias en el manejo de los Sistemas de Calidad que llevaron a lo que hoy comúnmente se denominan Sistemas de ‘‘Calidad Total’’, TQM, de ‘‘Mejora Continua’’ o Kaizen en el Japón.

La clave de estos sistemas modernos para el manejo de la calidad es el enfoque centralizado en la satisfacción del cliente. (En el caso de las Centrales Nucleares el requisito establecido por toda la sociedad es obviamente la operación segura..!)

Los sistemas de Calidad Total se basan en un principio que establece que la mayor eficiencia en una organización se logra cuando todo el personal, sin excepción, participa eficazmente en el logro de los objetivos de calidad y productividad que se han establecido.

La participación del personal es estimulada por la organización, generando un ambiente de trabajo donde se considera a las personas como el valor fundamental para lograr la calidad. La participación del personal se evalúa periódicamente, y es reconocida por la dirección a través de estímulos adecuados.

Esta filosofía es equivalente a los criterios de la Cultura de Seguridad donde se busca mejorar la actitud de las personas, para crear una actitud positiva y que no se cumpla con las consignas en forma mecánica y sin convicción.

Naturalmente que todo sistema para poder ser aplicado debe contar con una metodología, y los sistemas de Calidad Total la tienen.

Si bien no existe una normativa específica para los Sistemas de Calidad Total, se pueden usar como referencia, los criterios establecidos para los Premios Nacionales a la Calidad que son muy semejantes entre sí.

Se pueden mencionar como ejemplo, los criterios del Premio Deming en Japón, del Premio Malcolm Baldridge en USA o del Premio Nacional a la Calidad en la Argentina ([4]).

6 - Dificultades prácticas para su aplicación y difusión

Pero si la aplicación de la Cultura de Seguridad es realmente importante, debe poder ser evaluada para verificar su implementación.

Para esta tarea, sin embargo, se presentan algunas dificultades prácticas si se quieren seguir los criterios tradicionales.

El propio INSAG afirma que la Cultura de Seguridad engloba a un conjunto de ‘‘elementos intangibles’’, o sea de carácter subjetivo, que de todas formas dan como resultado manifestaciones o resultados perfectamente tangibles.

Se debe tener presente que la Cultura de una Organización está representada por el conjunto de las ideas, los hábitos, los pensamientos, las creencias, y todas aquellas reglas no escritas que las personas comparten y usan para tomar sus decisiones.

Modificar la cultura de una organización, debido a sus implicancias sociales, implica ante todo una cierta responsabilidad ética, y es naturalmente una tarea mucho más compleja que la de preparar procedimientos y ponerlos en práctica.

Evaluar las actitudes de las personas implica asimismo una gran responsabilidad y su alcance supera el aspecto puramente técnico.

No es viable, por lo tanto, una evaluación de la Cultura de Seguridad a través de una auditoría convencional o una inspección Regulatoria, sino que se requiere la participación activa de la propia organización a través de una metodología de ‘‘autoevaluación’’ (se debe tener confianza en lo que opina la gente).

Esta particular imposibilidad de realizar una evaluación por parte de un organismo independiente, externo a la organización, se sale de los carriles clásicos y puede generar algunas críticas y objeciones debido a su eventual falta de objetividad.

[4] Criterios del Premio Nacional a la Calidad (Ley N° 24.127)

7 - Conflicto que se presenta para las Autoridades Regulatorias

Naturalmente que es mucho más simple y efectivo para la Autoridad Regulatoria realizar una auditoría de la implementación de un Programa de Garantía de Calidad, ya sea usando como standard la 50 - C - Q del IAEA, o la ISO - 9001, o la Norma A.R. 3.6.1 de la Autoridad Regulatoria Argentina o cualquier otra.

Además de realizar la evaluación sin mayores inconvenientes, se podrá recoger documentación que podrá ser usada como evidencia objetiva formal, para fundamentar los posteriores pedidos de acciones correctivas.

Pero en este caso, si uno comparte los criterios del INSAG,
resulta ser que lo más fácil de medir no es lo más importante
y aquello que no se puede medir es realmente lo único importante...!

Por otra parte la Autoridad Regulatoria es naturalmente remisa a establecer requerimientos cuyo cumplimiento efectivo no podrá realizar.

Pero la aparición de una nueva cultura debe traer aparejado necesariamente, la aceptación de nuevos conceptos, nuevos criterios y nuevas metodologías que deben sumarse a las anteriores para enriquecerlas y mejorar los resultados. El cambio de cultura incluye el cambio de cultura de la Autoridad Regulatoria.

Se puede mencionar que la Autoridad Regulatoria de los Estados Unidos de Norte América ha incluido como documento de referencia dentro de su Norma de Garantía de Calidad, los Criterios del Premio Nacional a la Calidad.

8 - Relación con el nuevo Código de Calidad del IAEA (50 - C - Q)

El IAEA ha emitido una nueva revisión del Código de Práctica y las Guías de Seguridad para aplicar en Sistemas de Calidad (Código 50 - C - Q) ([5]) .

Este nuevo instrumento normativo es menos prescriptivo que el anterior y su contenido principal ha sido simplificado, habiéndose agregado un anexo explicativo y aumentando la extensión y el contenido de las Guías correspondientes.

Los criterios clásicos de Garantía de Calidad han sido mantenido con algunas modificaciones. Los criterios se agrupan en tres conjuntos: El gerenciamiento, la ejecución del trabajo y la evaluación. El criterio de auditorias se ha desdoblado en dos, la evaluación independiente y la autoevaluación gerencial.

El formato de los criterios es semejante al de la Norma del USNRC ([6]) con algunas diferencias; La Norma americana contiene el criterio referido a la ‘‘mejora continua’’ aplicando el ciclo de Deming y proponiendo el uso de indicadores de performance para medir la eficiencia de los procesos; en el documento del IAEA este criterio fue omitido.

El concepto Cultura de Seguridad no ha sido incluido específicamente en el mencionado Código.

[5] IAEA Code of Practice 50 - C - Q / 1996
[6] Quality Assurance Implementation Guide - 10 CFR Part 830.120 (April 15 , 1994)

Ocurre que tanto en la industria nuclear como en la industria convencional, las normas de Garantía de Calidad y los criterios de la Cultura de Seguridad (o Calidad Total) se manejan por carriles diferentes, existiendo a veces un aparente divorcio entre ambas filosofías.

Esta situación se presta a diferentes interpretaciones y merece tal vez un análisis detallado.

En el caso de la Garantía de Calidad el cliente o la Autoridad Regulatoria requieren la existencia de ‘‘evidencias documentales objetivas’’ como prueba del real cumplimiento de las Normas establecidas o de los requisitos contractuales. De esta forma, para poder satisfacer al cliente el proveedor del servicio o producto esta obligado a generar tantos documentos como actividades debe cumplir.

En el segundo caso, la propia organización con el fin de ganar un mercado, imponer un producto, o lograr la excelencia, intenta desarrollar las herramientas más idóneas para lograr la calidad (o la seguridad) y la productividad, sin el objetivo expreso de tener que convencer a un tercero sobre la bondad de los sistemas de calidad que aplica.

9 - Necesidad de conciliar dos culturas (la Calidad Formal y la Calidad Real)

Se puede afirmar que los dos conceptos no son de ningún modo excluyentes, sino que muy por el contrario, son complementarios..! No es posible desarrollar un Sistema de Calidad Total sin tener en cuenta los criterios clásicos de Garantía de Calidad que constituyen en cierto modo, su estructura básica. Por otra parte, un Sistema de Calidad basado únicamente en el uso de los Criterios clásicos de Garantía de Calidad no asegura el logro de los objetivos de Calidad de manera eficiente y sostenida en el tiempo.

Lamentablemente, algunos sostenedores de ambas culturas son más proclives a desacreditar la otra idea que a buscar un camino de complementariedad.

Aquellos cuyo único objetivo es lograr acumular todas las evidencias objetivas necesarias para certificar, descuidando las actitudes de las personas y los valores de la organización, no podrán mejorar en forma continua y no podrán mantener el nivel de competitividad alcanzado.

Aquellos otros que descuiden solamente alguno de los criterios básicos de Garantía de Calidad se darán cuenta rápidamente que el edificio de la Calidad no tiene los cimientos sólidos en los cuales debe sustentarse.

Los criterios de Garantía de Calidad son condición necesaria pero no suficiente para alcanzar la Calidad. La Cultura de Seguridad y la Calidad Total permiten aumentar la eficiencia de la Organización y mantenerla en el tiempo.

10 - Metodología apropiada para su implementación

Pero todo nuevo concepto o cambio de cultura que se desee implantar, requiere un método que lo sustente y permita llevarlo a la práctica... de otra forma la Cultura de Seguridad será solamente una simple expresión de deseos, o un mensaje humanístico, cargado de buenas intenciones, pero sin posibilidades de éxito.

El proceso de cambio se inicia cuando la jefatura considera que las ideas y los objetivos pueden ser convenientes para la organización, que se puede desarrollar un método para lograrlo, y que los costos involucrados merecen, al menos, un primer intento en pequeña escala, para luego evaluar los resultados.

La primera meta puede ser instalar un proceso de ‘‘mejora continua’’ en la organización, que permita realizar un avance medible hacia los objetivos fijados.

La tarea debe involucrar necesariamente a todo el personal, que debe participar en todo el proceso:

- desde el trabajo inicial de motivación del personal en el tema
- el establecimiento de los valores de la organización
- pasando por la elaboración del diagnóstico de situación,
- de las metodologías de trabajo para el cambio
- de la elaboración de los actividades concretas de mejora y
- la evaluación de los resultados.

(..... y el ciclo continúa volviendo al principio)

El material de referencia, preparado por el IAEA para el tema es sobreabundante y debe ser adaptado, estableciendo prioridades de acuerdo a las falencias propias de la instalación.

El **diagnóstico de situación** o la determinación de donde estamos parados debe ser un simple valor de referencia que no requiere ser cuantitativo. O sea, no es necesario darle un valor numérico o un calificativo determinado. Importa sí hacer apreciaciones sobre el estado de situación **utilizando las mismas pautas que se usarán en el futuro** para determinar el avance realizado.

Existe un grupo de ítems de la Cultura de Seguridad, mencionados anteriormente y que podríamos definir como criterios clásicos de Garantía de Calidad, los cuales pueden ser evaluados con criterio ingenieril y en los cuales se puede avanzar haciendo un uso apropiado de los recursos disponibles.

En cambio, para evaluar todos aquellos elementos llamados ‘‘intangibles’’ que están referidos a las actitudes de las personas, la encuesta entre el personal o **‘‘autoevaluación’’ es la herramienta de evaluación por excelencia**.

Con relación a las acciones que se deben desarrollar para mejorar las actitudes de los individuos dentro de una organización, existen naturalmente profesionales de disciplinas humanísticas que cuentan con la formación necesaria en tal sentido y pueden participar en la elaboración de las estrategias de cambio.

El cambio y la mejora en las actitudes de los individuos depende fuertemente del mejoramiento del ambiente de trabajo y las condiciones de contorno.

Por esta razón uno de los objetivos de los sistemas de Calidad Total es el mejoramiento de la Calidad de vida de los individuos dentro de la organización.

Por su parte la Autoridad Regulatoria, no podrá tal vez auditar en forma independiente el eventual estado de cumplimiento de algunos ítems, pero podrá verificar la existencia de ‘‘**un sistema de mejora continua**’’ debidamente implantado. O sea, no será posible verificar algunos resultados pero sí constatar la existencia de la herramienta idónea destinada a lograr esos resultados.

CONCLUSIÓN:

La tarea de instalar una ‘‘Cultura de Seguridad’’ tiene algunos aspectos que pueden ser dificultosos o conflictivos pero no insalvables.

Si realmente deseamos capitalizar la experiencia obtenida de los episodios negativos de la industria nuclear, no hay otro camino para mejorar la seguridad en las Centrales Nucleares que trabajar en forma solidaria, operadores y reguladores, en pos de este objetivo.