MEMORIA TÉCNICA 1998

CONTENIDO **Página**

Tomo 1

EXPOSICIÓN OCUPACIONAL EN INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES DE ARGENTINA
Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J. 7

DOSIS EN LA POBLACIÓN COMO CONSECUENCIA DE LA OPERACIÓN DE INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES DE ARGENTINA
Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J. 25

DOSIS DEBIDAS A PRÁCTICAS TERAPÉUTICAS CON IODO 131
Di Trano, J.L.; Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M.; Gonzalez, M.; Grassi, E.A.; Gatica, N.A. y Kunst, J.J. 37

DOSIS ABSORBIDA EN EL FETO POR ADMINISTRACIÓN DE RADIOFÁRMACOS
Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M. y Di Trano, J.L. 45

INFLUENCIA DE LOS NUEVOS MODELOS BIOCINÉTICOS EN LOS COEFICIENTES DE DOSIS PARA TRABAJADORES
Gomez Parada, I.M. y Rojo, A.M. 53

PROGRAMA DE INTERCOMPARACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES EN LA REPÚBLICA ARGENTINA
Gregori, B.N.; Papadópulos, S.B. y Kunst, J.J. 61

PRIMER EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN EL MARCO DEL PROGRAMA DE INVESTIGACIÓN COORDINADO DEL OIEA SOBRE INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA PERSONAL
Massera, G.E.; Papadópulos, S.B.; Gregori, B.N.; DaSilva, T. y Griffith, R. 69

DETERMINACIÓN DE RADÓN POR ADSORCIÓN EN CARBÓN ACTIVADO Y MEDICIÓN POR CENTELLEO LÍQUIDO
López, F.O. y Canoba, A.C. 77

MONITOREO AMBIENTAL EN LOS ALREDEDORES DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE LA REPÚBLICA ARGENTINA REALIZADO EN LOS AÑOS 1996 Y 1997
Canoba, A.C.; López, F.O. y Bruno, H.A. 85

MEDICIONES DE GAS RADÓN EN EL INTERIOR DE VIVIENDAS DE LA REPÚBLICA ARGENTINA
Canoba, A.C.; Arnaud, M.I.; López, F.O. y Oliveira, A.A. 93

DETERMINACIÓN DEL FALLOUT ATMOSFÉRICO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA
Canoba, A.C.; López, F.O. y Bruno, H.A. 99

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA Y LA DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS
Petraitis, E.J.; Siraky, G. y Novo, R.G. 107

MICRONÚCLEOS: SENSIBILIDAD PARA LA DETECCIÓN DE DAÑO RADIOINDUCIDO
Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B. y Taja, M.R. 115

ESTUDIO SOBRE ALTERNATIVAS DE INERTIZACIÓN DE CONTENCIONES DE CENTRALES NUCLEARES
Barón, J.H. y Zárate, S.M. 123

ENTRENAMIENTO Y ACREDITACIÓN DEL PERSONAL CON FUNCIONES REGULATORIAS EN LA REPÚBLICA ARGENTINA
Menossi, C.A.; Fraire, E.O. y Segado, R.C. 131

GUÍA PARA EL TRATAMIENTO DE PERSONAS ACCIDENTALMENTE SOBREEXPUESTAS A LAS RADIACIONES IONIZANTES -CONTAMINACIÓN EXTERNA-
Pérez, M. del R.; Di Trano, J.L. y Gisone, P.A. 139

PROGRAMA DE ASESORAMIENTO MÉDICO EN RADIOPROTECCIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA
Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Di Trano, J.L.; Dubner, D.L. y Michelin, S.C. 171

IRRADIACIÓN PRENATAL: APOPTOSIS RADIOINDUCIDA EN EL SISTEMA NERVIOSO CENTRAL EN DESARROLLO
Gisone, P.A.; Dubner, D.L.; Michelin, S.C.; Pérez, M. del R. y Barboza, M. 179

INDICADORES BIOQUÍMICOS Y HEMATOLÓGICOS EN UN MODELO DE IRRADIACIÓN CORPORAL TOTAL
Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.; Barboza, M.; Luchetta, P.; Longoni, H.; Sorrentino, M. y Robinson, A. 187

ESTUDIO PRELIMINAR DE APLICACIÓN DE LA RESONANCIA PARAMAGNÉTICA ELECTRÓNICA A LA DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA EN ESMALTE DENTARIO
Dubner, D.L.; Dávila, F.A.; Boveris, A.; Puntarulo, S.; Gisone, P.A. y Pérez, M. del R. 195

ANÁLISIS DEL COMPORTAMIENTO TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE TRITIO EN EL LAGO EMBALSE RÍO TERCERO
López, F.O. y Bruno, H.A. 201

DETERMINACIÓN DE ^{241}Am y ^{244}Cm EN MUESTRAS AMBIENTALES
Bonino, N.O.; Grinman, A.D.R. y Serdeiro, N.H. 209

REGULATORY ACTIONS TOWARDS DOSE REDUCTION AT ATUCHA 1 NPS
Spano, F.; Curti, A.R.; Tellería, D.M. y Rudelli, M.D. 217

CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES PARA EXTREMIDADES EN CAMPOS DE RADIACIÓN GAMMA
Papadópulos, S.B.; Gregori, B.N. y Cruzate, J.A. 227

EL PROYECTO CAREM-25 DESDE EL PUNTO DE VISTA DEL RIESGO
Barón, J.H. 235

ONCOGENES, RADIACIÓN Y CÁNCER
Michelin, S.C. 243

TÉCNICA PARA LA MEDICIÓN DEL GRADO DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO SIN UTILIZAR PATRONES DE REFERENCIA
Saule, F.A. y Righetti, M.A. 273

CRITERIOS ACTUALES EN CALIDAD
Sajaroff, P.M. 279

RIESGO A BAJAS DOSIS DE RADIACIÓN IONIZANTE
Beninson, D.J. 285

FEASIBILITY STUDY OF A ZONE APPROACH CONCEPT FOR THE NUCLEAR FUEL CYCLE OF ARGENTINA
Saavedra, A.D.; Castro, L.B.; Mairal, M.L.; Maceiras, E.; Fernandez Moreno, S.; Vicens, H.E.; Llacer, C.D. y Valentino, L.I. 291

RIESGO RADIOLÓGICO EN EL CASO DE EXPOSICIONES POTENCIALES
Chiossi, C.E. 301

LA DOCUMENTACIÓN BIBLIOGRÁFICA EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
Carregado, M.A. 319

TOWARDS A NEW SYSTEM OF ACCOUNTING OF NUCLEAR MATERIAL
Maceiras, E.; Fernández Moreno, S.; Castro, L.B.; Saavedra, A.D.; Mairal, M.L.; Valentino, L.I.; Vicens, H.E. y Llacer, C.D. 325

MÉTODO PARA LA DETERMINACIÓN DE IODO-129 EN PLANTAS CONÍFERAS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA
Quintana, E.E. y Thyssen, S.M. 333

PARTICIPACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR EN LAS INTERCOMPARACIONES DE URANIO EN ORINA
Bonino, N.O.; Palacios, M.A. y Serdeiro, N.H. 341

THERMOLUMINESCENCE OF STRONTIUM TETRABORATE
Santiago, M.; Lavat, A.; Caselli, E.; Lester, M.; Perisinotti, L.J.; De Figuereido, A.K.; Spano, F. and Ortega, F. 353

THERMOLUMINESCENCE OF SODIUM BORATE COMPOUNDS CONTAINING COPPER
Santiago, M.; Lester, M.; Caselli, E.; Lavat, A.; Ges, A.; Spano, F. and Kessler, C. 361

PSA-BASED REGULATORY APPROACH IN ARGENTINA
Barón, J.H.; Chiossi, C.E. and Vallerga, H.R. 369

NIVELES DE IODO 129 EN PLANTAS CONÍFERAS EN ARGENTINA
Quintana, E.E. y Thyssen, S.M. 377

CURSO DE POSTGRADO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y SEGURIDAD NUCLEAR
Segado, R.C. y Menossi, C.A. 385

Tomo 2

PERFORMANCE AS A BASIC REGULATORY RULE
Spano, F.; Rudelli, M.D. and Tellería, D.M. 391

MODELO PARA SIMULAR LA OXIDACIÓN DE ZIRCALOY-4 A 400°C EN VAPOR DE AGUA. INFLUENCIA DEL CICLADO TÉRMICO Y LA ESTRUCTURA
García, E.A. y Béranger, G. 397

ON THE HYDROGEN GENERATION DURING QUENCHING
García, E.A. 403

LA IMPLANTACIÓN DE LA CULTURA DE SEGURIDAD
Touzet, R.E. 417

MANAGEMENT OF “ORPHAN” SOURCES
Tellería, D.M.; Spano, F. and Rudelli, M.D. 427

SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICAS EN EL DISEÑO DEL CENTRO DE PRODUCCIÓN DE RADIOFÁRMACOS Y COMPUESTOS MARCADOS DE CUBA
Pérez Pijuán, S.; Gatti, A.M. y Reyes, R. 435

TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL ACTIVITIES AND TRAINING IN ARGENTINA
López Vietri, J.R. 447

LICENSING OF A TYPE B(U) PACKAGE DESIGN FOR THE TRANSPORT AND TRANSFER OF MEDICAL ^{60}Co SEALED SOURCES IN ARGENTINA
López Vietri, J.R.; Bianchi, A.J. and Menossi, C.A. 455

IAEA'S TRANSPORT REGULATIONS: TRANSITIONAL ARRANGEMENTS REQUIRING MULTILATERAL APPROVAL
López Vietri, J.R.; Novo, R.G. and Biaggio, A.L. 465

CONDUCCIÓN DE CALOR RADIAL EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE UN REACTOR DE POTENCIA
Ventura, M.A. 475

ENFOQUE REGULATORIO DE LOS ASPECTOS RELEVANTES DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS EN ARGENTINA
López Vietri, J.R.; Novo R.G. y Bianchi, A.J. 499

NEUTRONIC CALCULATIONS FOR THE REACTOR PRESSURE VESSEL OF ATUCHA 1 NUCLEAR POWER PLANT
Lerner, A.M. y Madariaga, M.R. 507

CÁLCULO DEL FLUJO NEUTRÓNICO PARA EL REACTOR RA-1
Lerner, A.M. y Madariaga, M.R. 517

PREVENCIÓN DE ACCIDENTES DE CRITICIDAD EN INSTALACIONES RELEVANTES ARGENTINAS
Waldman, R.M. y Canavese, S.I. 541

PARTICIPACIÓN DE LA ARN EN EL PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD DEL EML- USDOE
Bonino, N.O.; Equillor, H.E.; Fernandez, J.A.; Gavini, R.M.; Grinman, A.D.R.; Serdeiro, N.H.; Lewis, E.C.; Bomben, A.M. y Diodati, J.M. 551

FORMACIÓN DE RECURSOS HUMANOS EN RADIOPROTECCIÓN A NIVEL MÉDICO Y BIOMÉDICO EN LA FACULTAD DE FARMACIA Y BIOQUÍMICA
Bergoc, R.M.; Menossi, C.A. y Caro, R.A. 557

DOSIMETRÍA DE FUENTES BETA UTILIZADAS EN MEDICINA NUCLEAR Y BIOMEDICINA
Bergoc, R.M.; Cocca, C.; Martín, G.; Cricco, G.; Rivera, E.; Caro, R.A. y Menossi, C. 563

DEVELOPING AND IMPLEMENTING SAFETY CULTURE IN THE USES OF RADIATION SOURCES
Rojkind, R.H. 571

FREQUENCY OF REGULATORY INSPECTIONS
Hernández, D.G.; Tellería, D.M. and Jordan, O.D. 579

RESULTADOS DE UNA ENCUESTA SOBRE ACTIVIDAD DE RADIOFÁRMACOS ADMINISTRADA A PACIENTES EN PRÁCTICAS DE MEDICINA NUCLEAR
Curti, A.R.; Gatica, N.A. y Melis, H.J. 585

NUMERICAL ANALYSIS OF SINGLE-PHASE, NATURAL CIRCULATION IN A SIMPLE CLOSED LOOP
Ambrosini, W. and Ferreri, J.C. 597

A NUMERICAL STUDY OF ONE-DIMENSIONAL REPLICATING PATTERNS IN REACTION-DIFFUSION SYSTEMS WITH NON-LINEAR DIFFUSION COEFFICIENTS
Ferreri, J.C. and Del Carmen, A. 605

VERIFICATION OF RELAP5/MOD3 WITH THEORETICAL AND NUMERICAL STABILITY RESULTS ON SINGLE-PHASE, NATURAL CIRCULATION IN A SIMPLE LOOP
Ferreri, J.C. and Ambrosini, W. 617

NUMERICAL SOLUTION OF NON-LINEAR DIFFUSION PROBLEMS
Del Carmen, A. and Ferreri, C.A. 675

INCIDENTE DE PÉRDIDA DE BOMBAS PRINCIPALES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I. MODELIZACIÓN CON RELAP5/MOD3.2
Ventura, M.A. y Rosso, R.D. 685

^{226}Ra Y URANIO NATURAL EN AGUAS POTABLES DE LA REPÚBLICA ARGENTINA
Bomben, A.M. y Palacios M.A. 693

STABILITY ANALYSIS OF SINGLE-PHASE THERMOSYPHON LOOPS BY FINITE DIFFERENCE NUMERICAL METHODS
Ambrosini, W. and Ferreri, J.C. 701

DETERMINACIÓN DE RADÓN EN AGUA: COMPARACIÓN DE DIFERENTES MÉTODOS DE MEDICIÓN
Bomben, A.M.; Canoba, A.C. y López, F.O. 713

MODELING OF COOLANT CHANNEL OF CNA I FOR EVALUATION OF ACCIDENTAL TRANSIENTS USING ICARE2 CODE
Marino, E.J.L. 721

LINEAR AND NONLINEAR ANALYSIS OF DENSITY WAVE INSTABILITY PHENOMENA
Ambrosini, W.; Di Marco, P. and Ferreri, J.C. 749

LA SITUACIÓN RADIOLÓGICA EN LOS ATOLONES MURUROA Y FANGATAUFA, COMO RESULTADO DE LOS ENSAYOS NUCLEARES REALIZADOS EN EL PACÍFICO SUR
Menossi, C.A. 761

TOMO 1

Exposición ocupacional en instalaciones radiactivas y nucleares de Argentina

Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J.

Publicado como PI-1/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

EXPOSICIÓN OCUPACIONAL EN INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES DE ARGENTINA

Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Este trabajo presenta una evaluación de las dosis que recibieron los trabajadores de las instalaciones radiactivas y nucleares relevantes de la República Argentina durante el año 1996. La Autoridad Regulatoria Nuclear recibe regularmente esta información de las instalaciones, según lo estipulado en sus correspondientes licencias y autorizaciones de operación. Se presentan las distribuciones de dosis individuales y sus parámetros característicos, para un total de 1891 trabajadores. El análisis se hace por tipo de práctica, según corresponda a centrales nucleares, reactores de investigación, plantas de producción de radioisótopos, fábricas de elementos combustibles, plantas de irradiación con altas dosis, y restantes instalaciones relevantes. Se analizan las tendencias de la exposición ocupacional en las diferentes prácticas y se identifican las tareas asociadas a las mayores dosis.

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina actualizó los límites de dosis para trabajadores en el año 1995, siguiendo las recomendaciones del año 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP 60). Los límites de dosis son de 20 mSv por año, como promedio en cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años), sin superar los 50 mSv en un único año. Para evaluar la tendencia de la exposición ocupacional, sin considerar las prácticas, se presenta un análisis de la distribución de las dosis individuales acumuladas en el período 1995/96, para el total de trabajadores.

Las dosis que recibieron los trabajadores durante el año 1996 resultaron menores que 50 mSv y las dosis acumuladas en el período 1995/96 resultaron inferiores a 100 mSv.

INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) recibe regularmente de las instalaciones radiactivas y nucleares relevantes información relativa a la seguridad radiológica en las plantas y las dosis que reciben los trabajadores, de acuerdo a lo estipulado en las correspondientes licencias y autorizaciones de operación. Esta información es esencial tanto para verificar el cumplimiento de los límites de dosis, como para realizar distintos análisis estadísticos, evaluar tendencias, comparar el comportamiento de los sistemas de protección radiológica entre distintas prácticas, y para disponer de información para fines legales e información estadística para estudios epidemiológicos.

La ARN ha elaborado bases de datos con las dosis ocupacionales, la identificación de los trabajadores y la información relativa a la identificación de las diferentes prácticas, entendiéndose por práctica a toda tarea con fuentes de radiación que produzca un incremento real o potencial de la exposición de personas a radiaciones ionizantes, o de la cantidad de personas expuestas (para mayor información remitirse al Apéndice A).

En este trabajo se hace una evaluación de las dosis que recibieron los trabajadores de las instalaciones radiactivas y nucleares relevantes durante el año 1996.

INFORMACIÓN DOSIMÉTRICA Y METODOLOGÍA DE ANÁLISIS

Las dosis ocupacionales, informadas por las instalaciones, corresponden a mediciones individuales de exposición a la radiación externa realizadas con dosímetros termoluminiscentes; estimaciones de dosis debidas a contaminación interna con tritio, a partir del análisis de muestras de orina y mediciones realizadas en contador de cuerpo entero. Las dosis menores que los límites de detección fueron considerados cero.

Las dosis individuales corresponden a 1891 trabajadores de centrales nucleares, reactores de investigación, plantas de producción de radioisótopos, fábricas de elementos combustibles, plantas de irradiación con altas dosis, y restantes instalaciones relevantes.

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 atómicas (en inglés UNSCEAR). 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, relacionadas con la producción de energía, de manera de facilitar comparaciones entre distintas prácticas.

Centrales nucleares

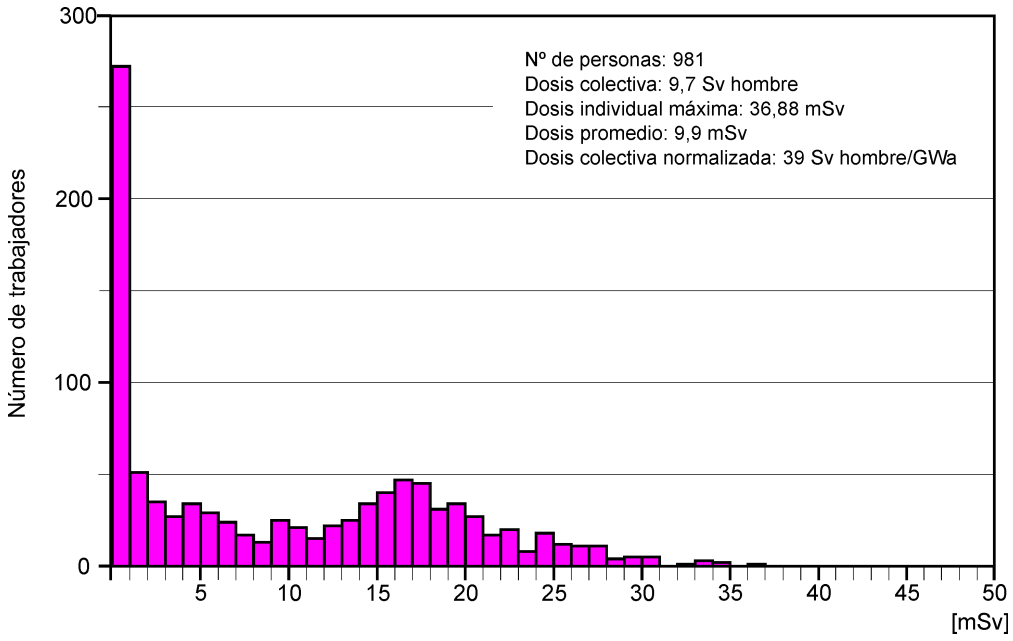
En el país se encuentran en operación la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y la Central Nuclear Embalse (CNE), con una potencia eléctrica neta de 335 y 600 MW, respectivamente. La CNA I comenzó a operar en 1974, y al igual que otras centrales diseñadas en los años 60, posee como elemento estructural de los canales de los elementos combustibles una aleación de alto contenido de cobalto, denominada “stellite”. Esta aleación, sometida al flujo neutrónico del reactor, se activa dando lugar a la producción de cobalto 60. Los productos de la erosión y corrosión de esa aleación son transportados por el refrigerante y se depositan a lo largo del circuito primario contribuyendo de una manera importante a las dosis ocupacionales debidas a la exposición a la radiación externa. Por este motivo, la ARN ha prohibido el uso de aleaciones de cobalto en zonas internas del reactor, en la Central Nuclear Atucha II (CNA II), actualmente en construcción. En la CNA I se han comenzado a reemplazar los canales de los elementos combustibles por otros libres de cobalto, tarea que se ha cumplido en aproximadamente un 40%.

La **Figura 1** presenta la distribución de las dosis individuales recibidas por los trabajadores de la CNA I durante el año 1996. En la misma puede observarse que ningún trabajador superó los 50 mSv y el 85% de los trabajadores recibió dosis individuales anuales menores que 20 mSv.

Los límites de dosis individuales fueron actualizados en la normativa argentina en el año 1995, siguiendo las recomendaciones del año 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (en inglés ICRP), dadas a conocer en su publicación número 60. Los límites de dosis para trabajadores son de 20 mSv por año, como promedio en cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años), sin superar los 50 mSv en un único año.

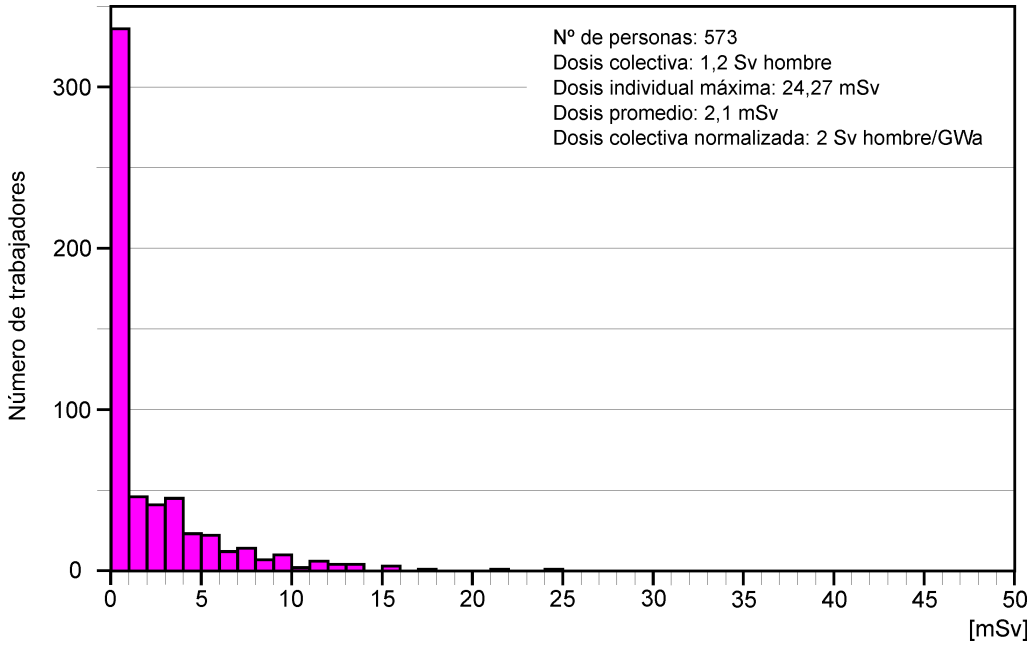
En el año 1996, la CNA I estuvo fuera de servicio durante dos meses en una parada programada para efectuar tareas de mantenimiento preventivo y correctivo. La contribución de las dosis recibidas durante la parada programada puede apreciarse en la característica bimodal de la distribución. Normalmente, las dosis ocupacionales siguen con bastante aproximación la distribución logarítmico normal debido a que el mayor número de trabajadores recibe dosis bajas. En la distribución de dosis de la CNA I, correspondiente al año 1996, se ve que un número significativo de trabajadores recibieron dosis individuales en el rango de 16 a 18 mSv. Cabe aclarar que durante esa parada programada se obtuvieron buenos resultados en la reducción de las dosis individuales y colectivas debido a la aplicación de la filosofía ALARA en la planificación de las tareas.

Figura 1
Central Nuclear Atucha I
Distribución de dosis individuales



La CNE es una central nuclear tipo CANDU-PHWR y comenzó a operar en 1984. La **Figura 2** presenta la distribución de dosis individuales recibidas durante el año 1996. En la misma se puede observar que ningún trabajador superó los 50 mSv y solo dos trabajadores recibieron dosis superiores a 20 mSv, las cuales correspondieron a trabajos efectuados en el frente del reactor.

Figura 2
Central Nuclear Embalse
Distribución de dosis individuales



La tabla siguiente muestra parámetros correspondientes a las dosis colectivas y la energía generada por las dos centrales nucleares durante el año 1996.

	Dosis colectiva (Sv hombre)	**Dosis colectiva normalizada (Sv h /GWa)**	**Dosis colectiva tritio (%)**	**Energía bruta generada (GWa)**
CNA I	9,7	39	17	0,25
CNE	1,2	2	35	0,60

La menor contribución del tritio en la dosis colectiva de la CNA I se debe a la mayor exposición que tienen los trabajadores a la radiación externa en esa central nuclear.

A continuación se presentan los parámetros correspondientes a las distribuciones de dosis individuales.

	Dosis promedio (mSv)	**Dosis individual máxima (mSv)**	**Número de personas**
CNA I	10	37	981
CNE	2	24	573

Reactores de investigación

La tabla siguiente presenta la nómima de reactores nucleares y conjuntos críticos que operaron durante el año 1996.

Reactor	**Operador**	**Ubicación**
RA 0	Universidad Nacional de Córdoba	Ciudad Universitaria (Córdoba)
RA 1	Comisión Nacional de Energía Atómica	Centro Atómico Constituyentes
RA 3	Comisión Nacional de Energía Atómica	Centro Atómico Ezeiza
RA 4	Universidad Nacional de Rosario	Facultad de Ingeniería (Rosario)
RA 6	Comisión Nacional de Energía Atómica	Centro Atómico Bariloche

Las **Figuras 3**, **4**, **5**, **6** y **7** muestran las distribuciones de dosis individuales de los trabajadores de los reactores de investigación mencionados precedentemente.

Las dosis individuales de los trabajadores de las cinco instalaciones mencionadas precedentemente resultaron menores que 20 mSv, alcanzando los 4 mSv la dosis individual máxima.

Figura 3
Reactor RA 0
Distribución de dosis individuales

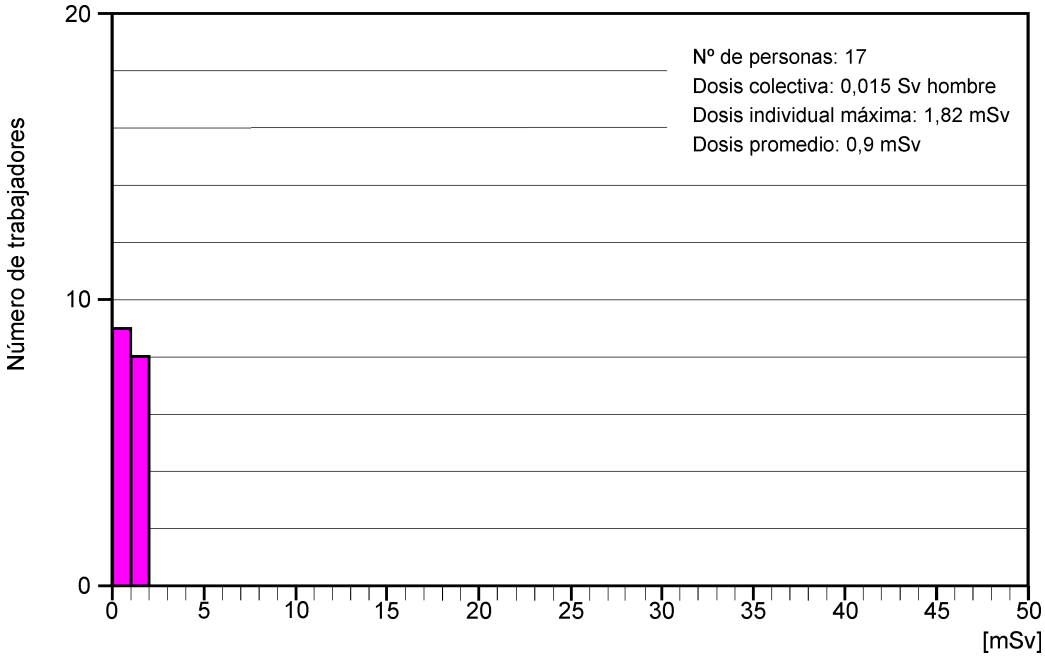


Figura 4
Reactor RA 1
Distribución de dosis individuales

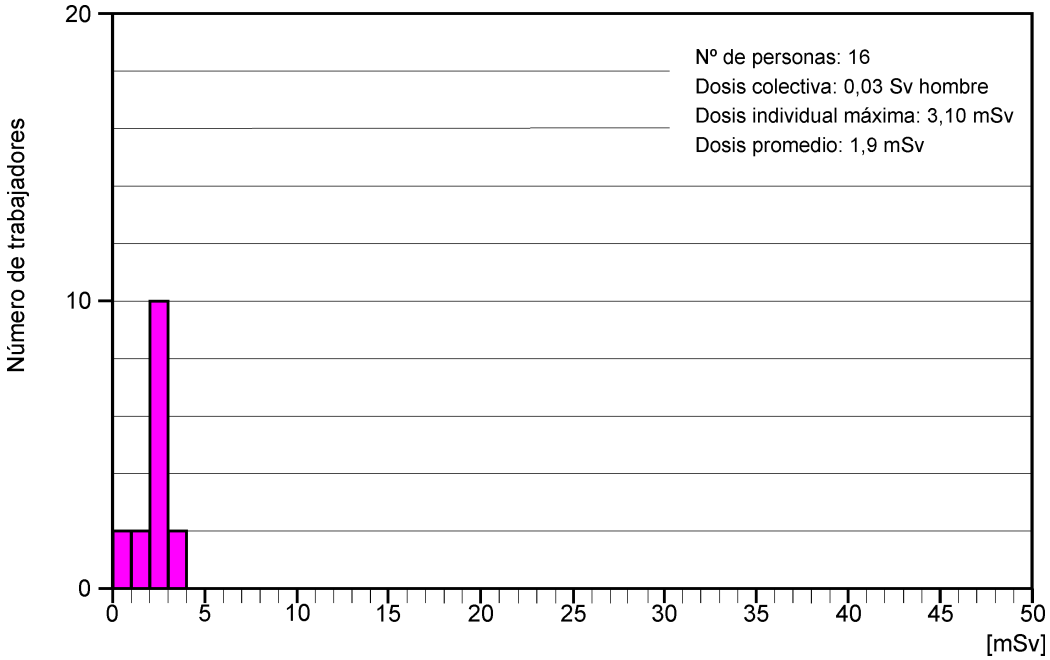


Figura 5
Reactor RA 3
Distribución de dosis individuales

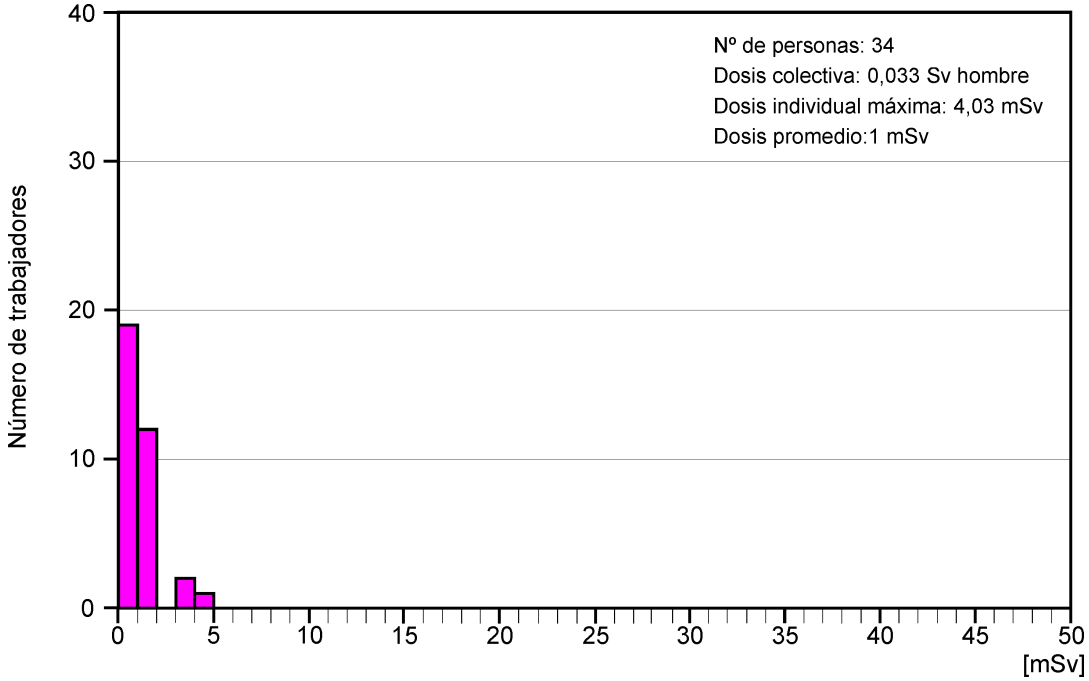


Figura 6
Reactor RA 4
Distribución de dosis individuales

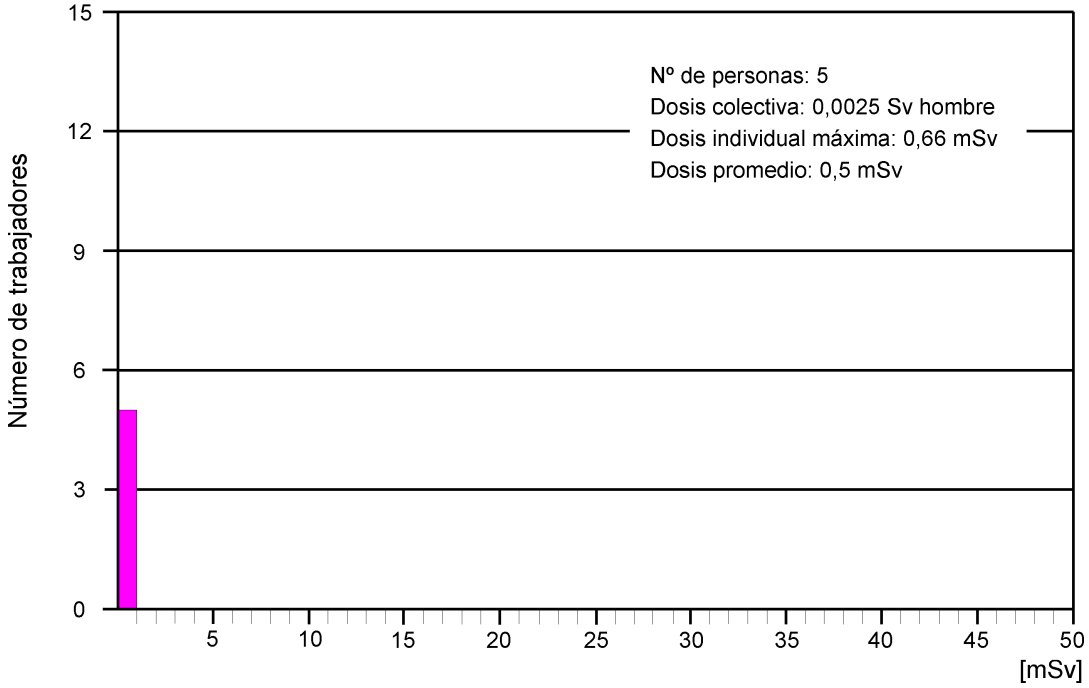
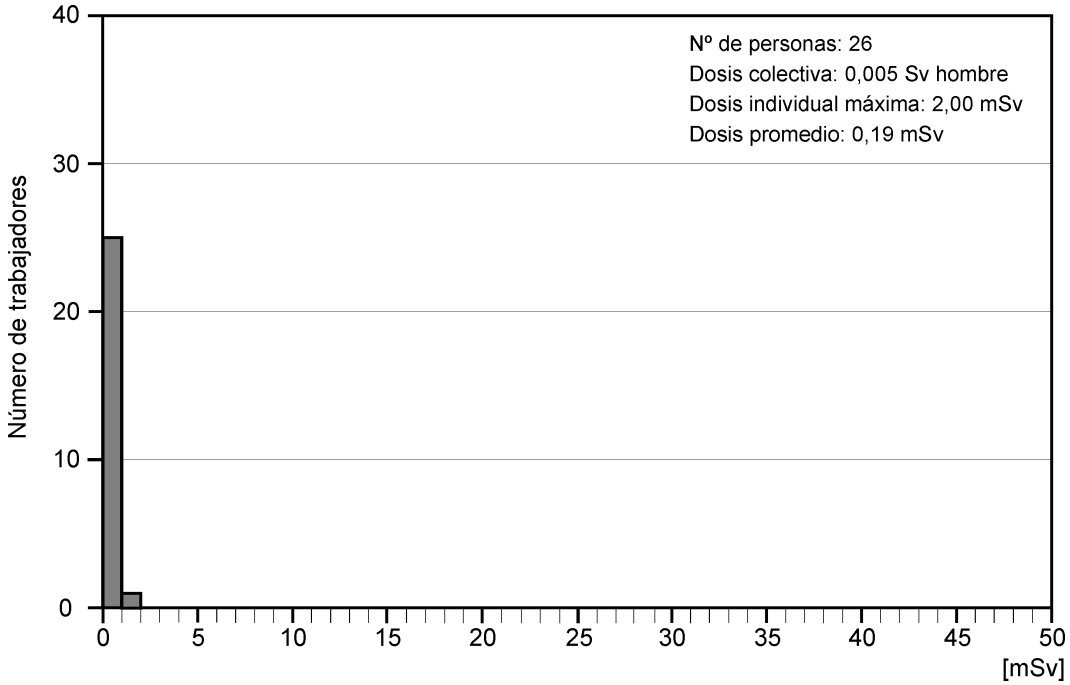


Figura 7
Reactor RA 6
Distribución de dosis individuales



Aceleradores

La siguiente tabla presenta los parámetros correspondientes a las distribuciones de dosis individuales de las máquinas aceleradoras de partículas para investigación y producción de radioisótopos que se detallan a continuación: el TANDAR, ubicado en el Centro Atómico Constituyentes (CAC), el Acelerador Lineal sito en el Centro Atómico Bariloche (CAB) y el Ciclotrón, ubicado en Centro Atómico Ezeiza (CAE). Estos aceleradores pertenecen a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

Durante el año 1996 en el TANDAR se efectuaron únicamente irradiaciones con iones pesados y el Ciclotrón estuvo en el período de pruebas.

	Dosis colectiva (Sv hombre)	**Número de personas**	**Dosis promedio (mSv)**	**Dosis individual máxima (mSv)**
TANDAR	0,000	11	0,0	0,0
Acelerador Lineal	0,002	13	0,2	0,5
Ciclotrón	0,000	10	0,0	0,1

Como es previsible, las dosis de los trabajadores de estas prácticas son poco significativas.

Plantas de irradiación con altas dosis

Las dosis individuales que recibieron los trabajadores de la Planta Semi-industrial de Irradiación, que opera la CNEA en el CAE, y la Planta de irradiación IONICS S.A., ubicada en la localidad de Tigre, son poco significativas. Durante el año 1996, la planta de la CNEA prácticamente no operó debido a que en la misma se realizaron tareas de mantenimiento.

Plantas de producción

Las plantas de producción se encuentran ubicadas en el CAE. La Planta de producción de radioisótopos tiene como objetivo la producción de radioisótopos para usos medicinal, agropecuario e industrial. En la Planta de producción de molibdeno 99 por fisión se fabrican generadores de tecnecio 99m, que constituye uno de los radionucleidos de mayor uso en medicina. La Planta de producción de fuentes selladas procesa el cobalto 60 que se produce en la CNE. Este radionucleido es de gran utilidad en radioterapia y en aplicaciones industriales.

En las **Figuras 8**, **9** y **10** se presentan las distribuciones de dosis de los trabajadores de las plantas de producción antes mencionadas. Las mismas pertenecen a la CNEA.

En estas plantas ningún trabajador superó los 20 mSv, recibiendo el 50% de los trabajadores una dosis menor a 2 mSv. Un solo trabajador de la Planta de producción de radioisótopos, afectado a tareas de distribución de radioisótopos recibió una dosis superior a 10 mSv (17,3 mSv).

Figura 8
Planta de producción de radioisótopos
Distribución de dosis individuales

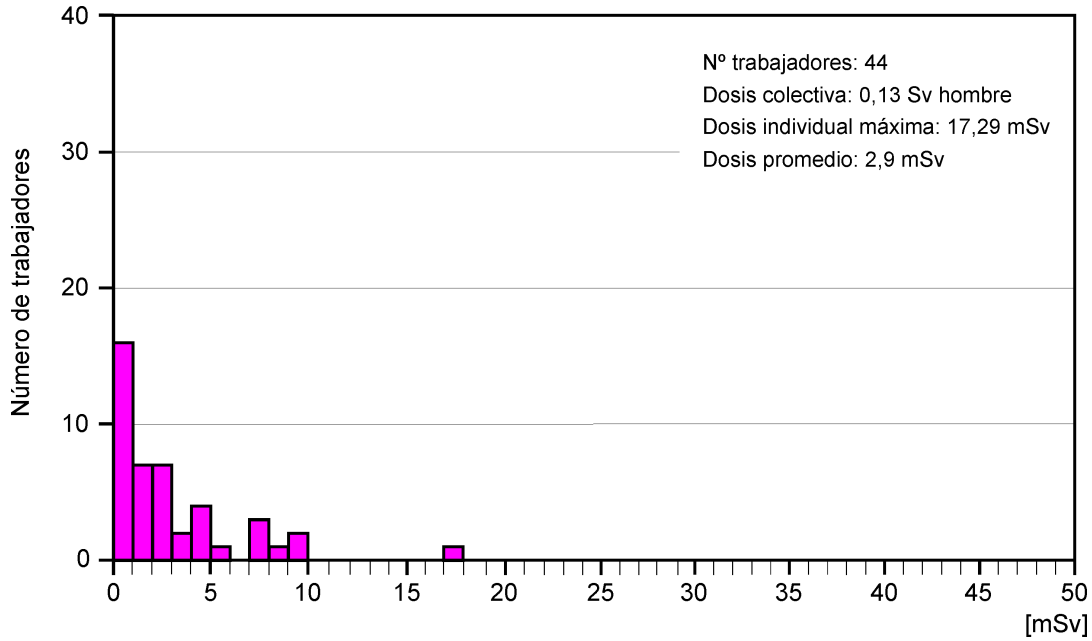


Figura 9
Planta de producción de molibdeno 99 por fisión
Distribución de dosis individuales

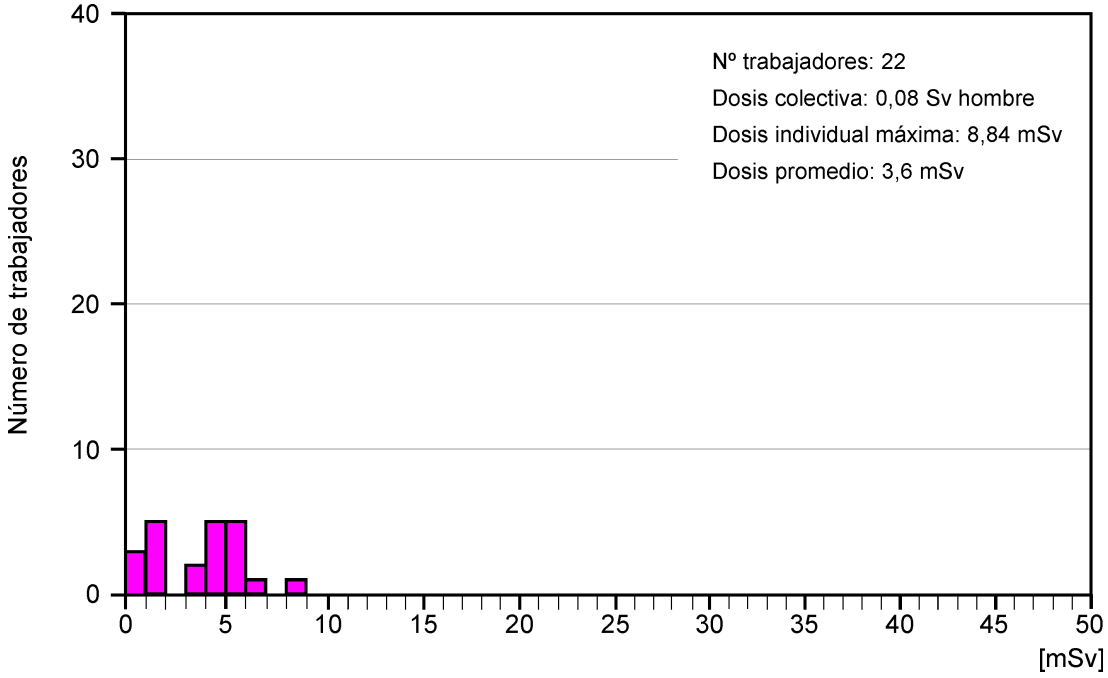
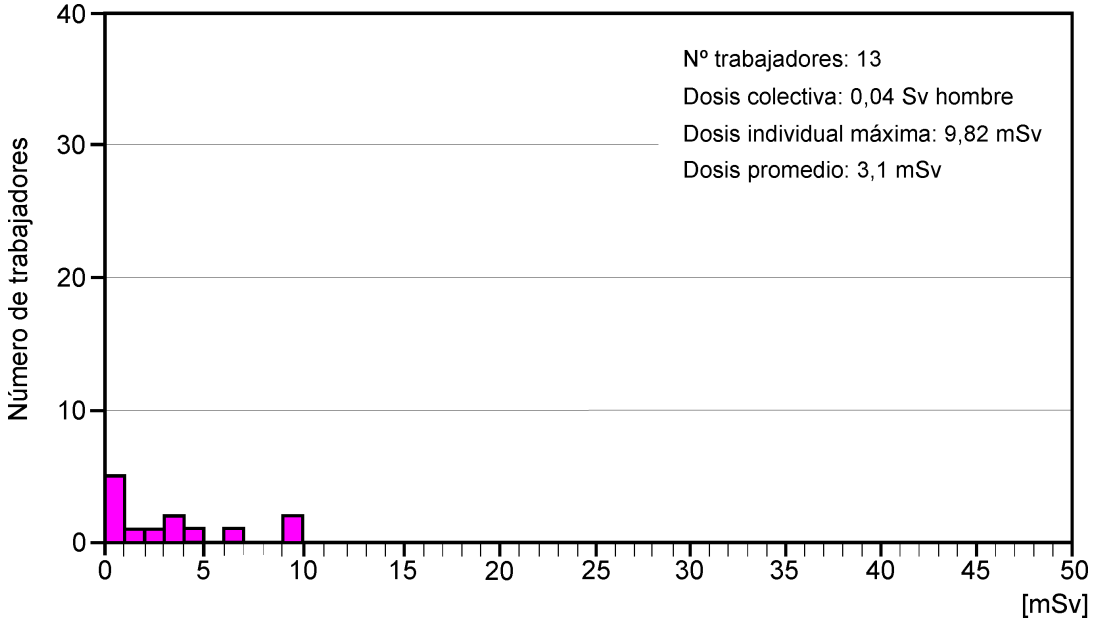


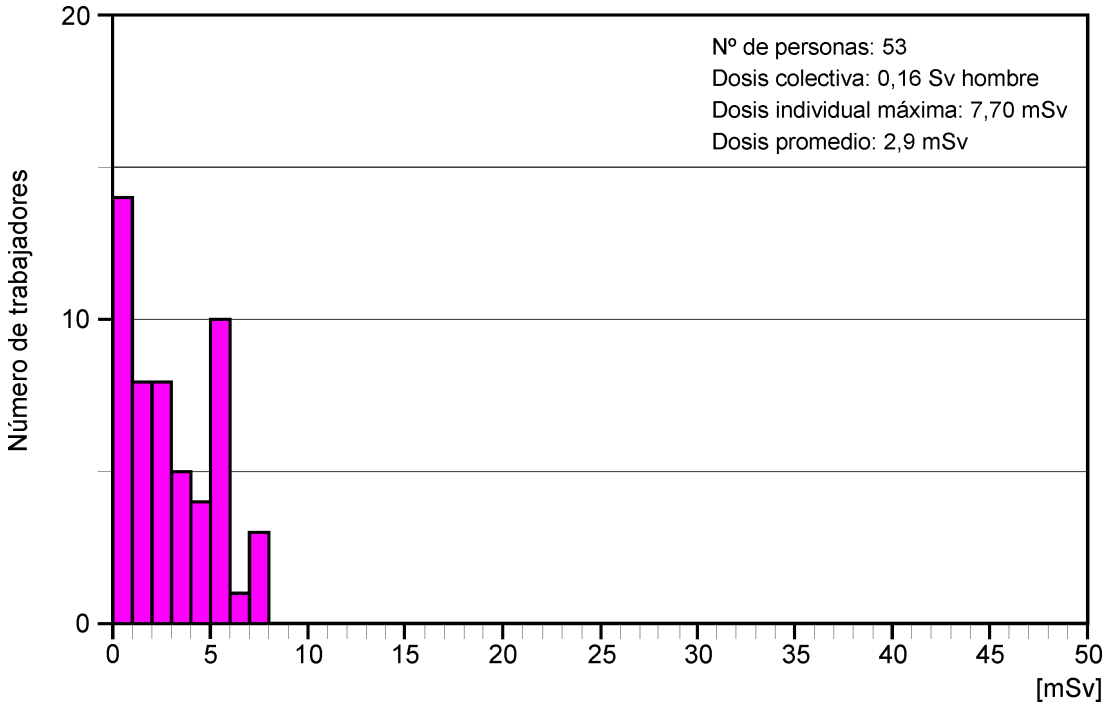
Figura 10
Planta de producción de fuentes selladas
Distribución de dosis individuales



Fabricación de elementos combustibles

La **Figura 11** muestra la distribución de dosis del total de trabajadores de las siguientes instalaciones: la Fábrica de elementos combustibles nucleares (operada por CONUAR S.A.), la Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación (FECRI), ambas instalaciones ubicadas en el CAE; y la Planta de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación (ECRI) situada en el CAC.

Figura 11
Fabricación de elementos combustibles
Distribución de dosis individuales



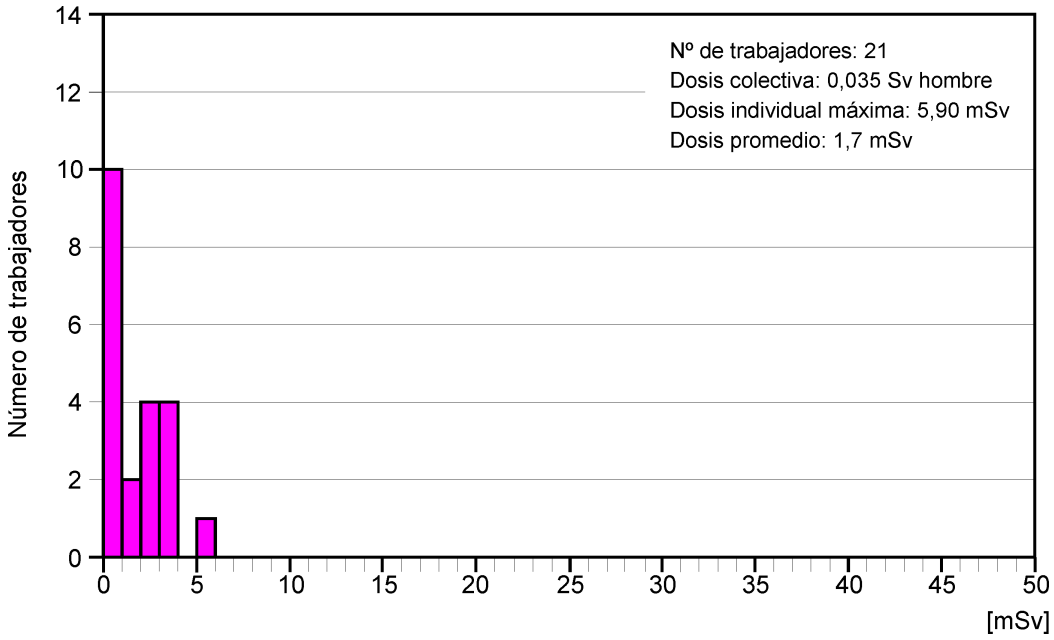
En estas instalaciones ningún trabajador superó los 20 mSv, habiendo recibido el 50% de los trabajadores menos de 3 mSv.

OTRAS INSTALACIONES RELEVANTES

Gestión de residuos radiactivos

La **Figura 12** presenta la distribución de las dosis recibidas por el personal de la instalación destinada al tratamiento y almacenamiento interino de residuos radiactivos procedentes de distintas tareas, y a la disposición final de aquellos de baja actividad.

Figura 12
Gestión de residuos radiactivos
Distribución de dosis individuales



Ningún trabajador superó los 20 mSv. El 50% de los mismos recibió hasta 1 mSv. Un solo trabajador, afectado a tareas de mantenimiento, recibió 5,9 mSv.

Laboratorios

En la tabla siguiente se presentan los parámetros representativos de las distribuciones de dosis de los laboratorios asociados al ciclo de combustible nuclear: Laboratorio alfa, ubicado en el CAC-CNEA y Laboratorio de triple altura, sito en el CAE-CNEA.

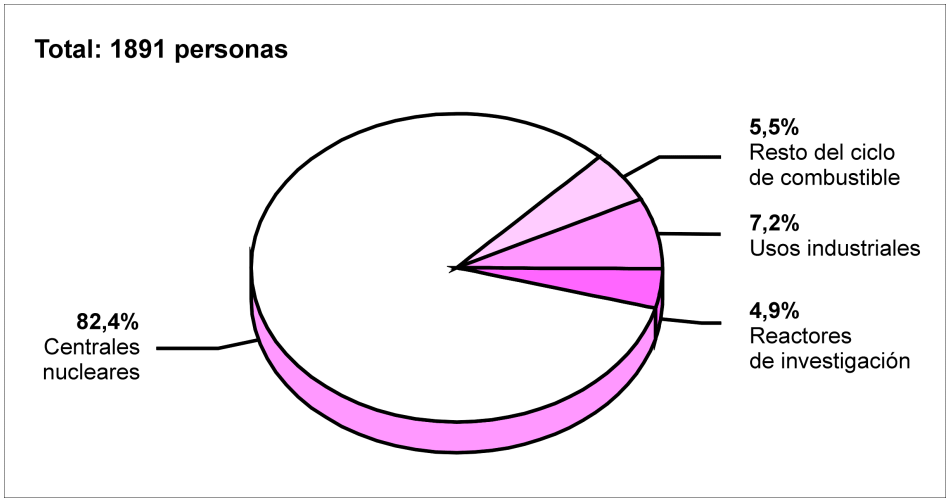
	Dosis colectiva (Sv hombre)	**Número de personas**	**Dosis promedio (mSv)**	**Dosis individual máxima (mSv)**
Laboratorio alfa	0,008	12	0,7	1,0
Laboratorio de triple altura	0,003	17	0,2	0,8

Las dosis de los trabajadores no superaron 1 mSv.

Análisis global

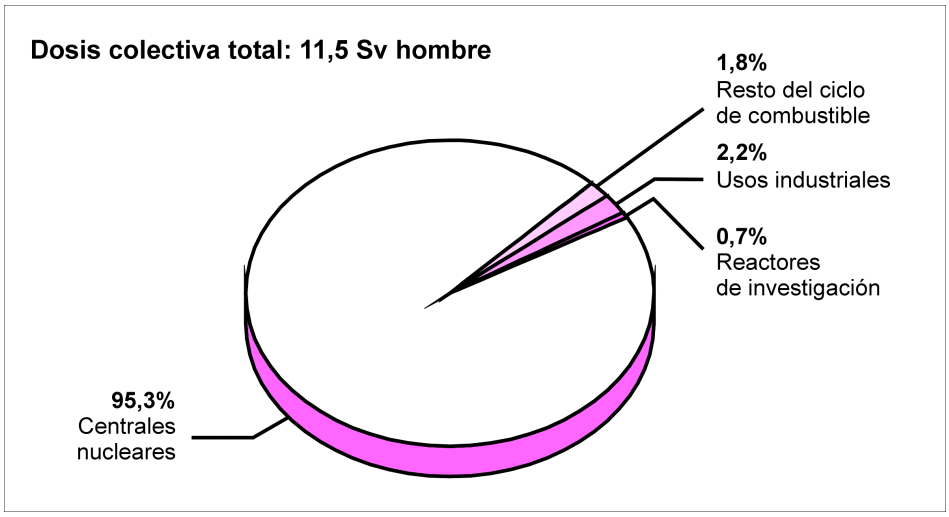
La **Figura 13** muestra la distribución de la población de trabajadores controlados incluidos en este análisis, de acuerdo al tipo de instalación a la que pertenecen. Cabe aclarar que en el caso de las centrales nucleares se incluyó al personal del plantel permanente y a los trabajadores contratados para realizar tareas en las paradas programadas para mantenimiento.

Figura 13
Distribución de trabajadores controlados en instalaciones relevantes



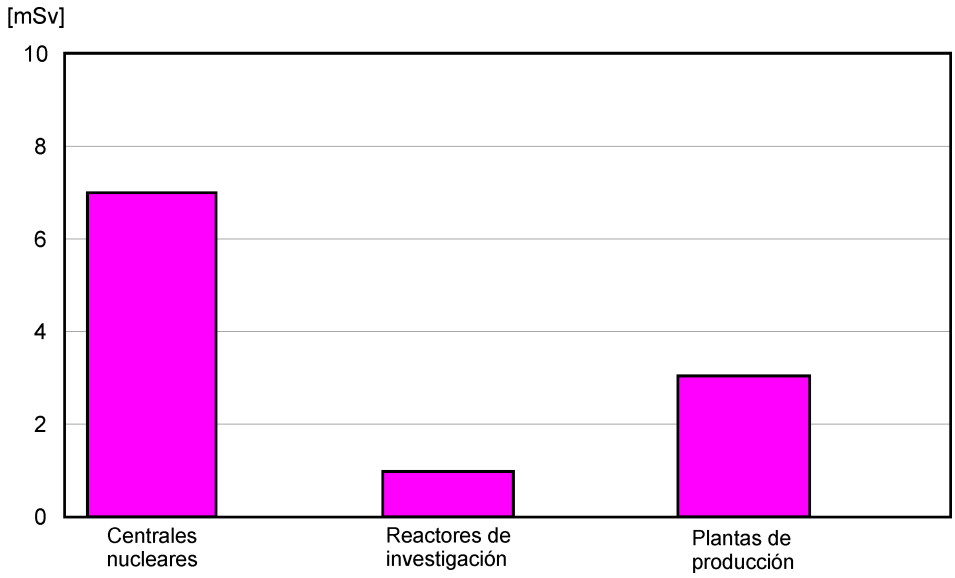
La **Figura 14** presenta la correspondiente distribución de la dosis colectiva total.

Figura 14
Distribución de dosis colectiva en instalaciones relevantes



En la **Figura 15** se pueden comparar las dosis individuales promedio que recibieron los trabajadores de las centrales nucleares, reactores de investigación y plantas de producción de radioisótopos durante el año 1996. Los resultados son consistentes con las características propias de los distintos tipos de instalaciones.

Figura 15
Dosis promedio individual

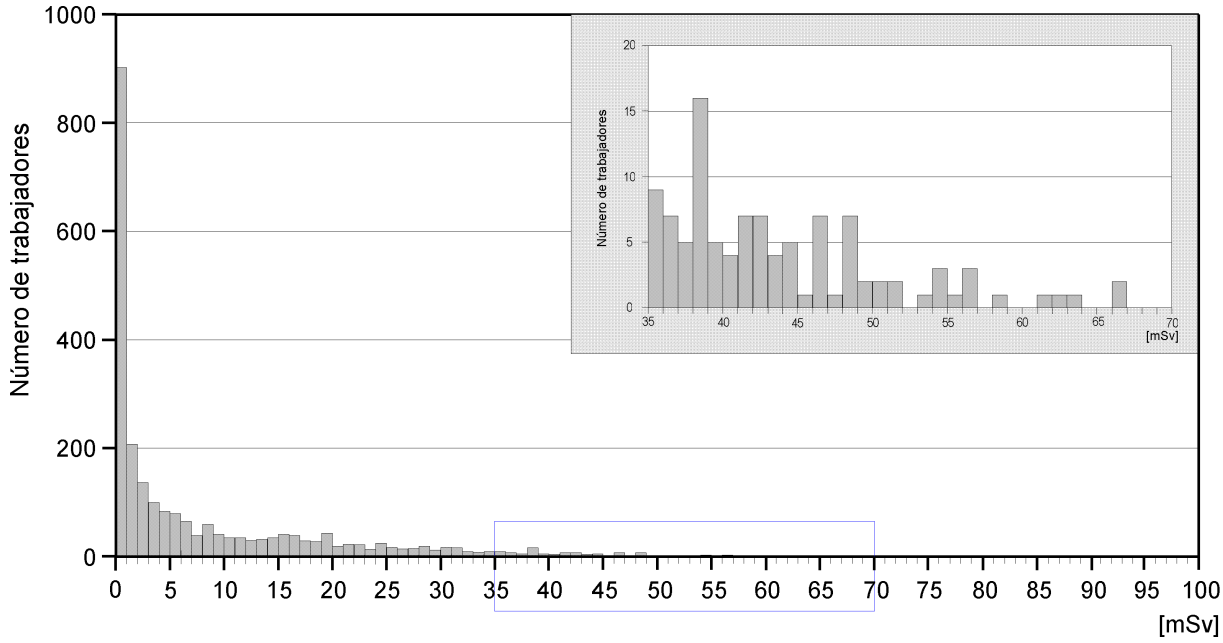


Habiendo transcurrido dos años desde la puesta en vigencia en la Argentina de los límites de dosis para trabajadores recomendados por la ICRP en su publicación Nº 60, los cuales son de 20 mSv por año, como promedio en cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años), sin superar los 50 mSv en un único año, se sumó para cada uno de los trabajadores de las instalaciones relevantes, las dosis que recibió en todas las prácticas en que participó durante los años 1995 y 1996.

La **Figura 16** presenta la distribución de estas dosis individuales acumuladas. Cabe aclarar que esta población corresponde a 2328 trabajadores, encontrándose incluidos en ella los trabajadores contratados por la CNE para efectuar trabajos en la parada programada para mantenimiento preventivo y correctivo que se llevó a cabo durante el año 1995.

Se puede observar que menos del 3% de los trabajadores recibió una dosis acumulada en los dos años consecutivos de más de 40 mSv, y corresponde en su mayoría a supervisores de mantenimiento y al personal que trabaja en el recambio de los elementos combustibles de la CNA I. Se están realizando esfuerzos importantes para mejorar la protección radiológica en esas tareas y se está entrenando a personal especializado. Ningún trabajador superó los 100 mSv.

Figura 16
Total de trabajadores
Distribución de dosis individuales acumuladas (1/1/1995 hasta 31/12/1996)



CONCLUSIONES

En general, las dosis individuales y colectivas recibidas durante el año 1996 resultaron menores a las registradas en años anteriores, lo que muestra los resultados de los esfuerzos realizados en la optimización de los sistemas de protección radiológica y la aplicación de la filosofía ALARA en la planificación de las tareas, en las diferentes prácticas.

Siguiendo las recomendaciones del año 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP 60), la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina fijó los límites de dosis para trabajadores en 20 mSv por año, como promedio en cinco años consecutivos (100 mSv en 5 años), sin superar 50 mSv en un único año.

En las centrales nucleares, aproximadamente el 90% de los trabajadores recibió durante el año 1996 dosis menores a 20 mSv. Las dosis del 10% restante de los trabajadores no superaron los 50 mSv. Estos trabajadores corresponden en su mayoría al personal que participó en la parada programada para mantenimiento preventivo y correctivo, que se llevó a cabo en la CNA I durante el año 1996.

En las restantes instalaciones relevantes, ningún trabajador recibió dosis superiores a 20 mSv, durante el año 1996.

El análisis de la distribución de las dosis individuales acumuladas en el período 1995/96, para el total de trabajadores de las instalaciones radiactivas y nucleares relevantes incluidas en este trabajo, muestra que menos del 3% de los trabajadores recibió una dosis acumulada en los dos años consecutivos de más de 40 mSv. Estas dosis corresponden, en su mayoría, a supervisores de mantenimiento y al personal que trabaja en el recambio de los elementos combustibles de la CNA I. Se están realizando esfuerzos importantes para mejorar la protección radiológica en esas tareas y se está entrenando a personal especializado. Ningún trabajador superó los 100 mSv.

Apéndice A

La ARN ha creado el sistema informático EVADOSIS, que permite almacenar y procesar información correspondiente a las dosis de los trabajadores y a las dosis que recibe la población como consecuencia de la operación de las diferentes instalaciones y prácticas. Este sistema informático constituye una herramienta eficaz para la evaluación de la seguridad radiológica en las diferentes prácticas.

El sistema EVADOSIS está formado por bases de datos relacionadas entre sí, que poseen información sobre las dosis ocupacionales, la identificación de los trabajadores y de las prácticas, las descargas de efluentes radiactivos al ambiente y las dosis en la población.

En las bases de datos con dosis ocupacionales se tienen las dosis individuales anuales correspondientes al período 1967-1996 (aproximadamente 45 000 registros) y las dosis individuales mensuales correspondientes a los años 1994, 1995 y 1996 (aproximadamente 24 000 registros para cada año). Las dosis corresponden a trabajadores de unas 100 instalaciones relevantes y menores, de las cuales aproximadamente la mitad fueron dadas de baja por reestructuraciones o por haber finalizado su operación, reflejando la tendencia decreciente que registraron las actividades nucleares en el país durante los últimos años. Las dosis de los trabajadores de las prácticas médicas y algunas prácticas industriales han comenzado a cargarse en el sistema sólo con fines estadísticos. Las bases de datos se actualizan periódicamente.

Se ha cargado información relativa a la identificación de unos 10 000 trabajadores, entre los que se encuentra el personal de la CNEA, el de las centrales nucleares, el de la ARN, los trabajadores contratados por las centrales nucleares y los de las empresas privadas. La clave para la identificación de los tres primeros grupos es el número de matrícula, mientras que a los trabajadores contratados por las centrales nucleares y a los de las empresas privadas se les asigna una matrícula virtual. Esta base de datos se actualiza cuando se carga la dosis de un nuevo trabajador, contando el sistema con distintos controles para evitar el ingreso de matrículas duplicadas y conservar la identificación única de los trabajadores.

El sistema EVADOSIS fue elaborado con el programa administrador de bases de datos Microsoft Access. Funciona bajo Windows 95, en una computadora 486 DX2. Gran parte de la información sobre dosis ocupacionales se recibe en forma electrónica y se carga al sistema luego de efectuados los controles necesarios para evitar el ingreso de información incorrecta.

BIBLIOGRAFÍA

1. ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR, Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR 10.1.1., Revisión 1, Buenos Aires (1995).

2. 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).

3. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the ICRP, Publication N° 60, Annals of the ICRP 21 1-3, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication N° 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).

5. AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Informe anual 1996, Buenos Aires (1997).

6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Fundamentals, Safety Series N° 120 Viena, (1996).

7. EUROPEAN COMMISSION, Technical recommendations for monitoring individuals occupationally exposed to external radiation, Radiation Protection 73, EUR 14852 EN, Luxemburgo, (1994).

Dosis en la población como consecuencia de la operación de instalaciones radiactivas y nucleares de Argentina

Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J.

Publicado como PI-2/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DOSIS EN LA POBLACIÓN COMO CONSECUENCIA DE LA OPERACIÓN DE INSTALACIONES RADIACTIVAS Y NUCLEARES DE ARGENTINA

Curti, A.R.; Pardo, G.R. y Melis, H.J.

Augoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presenta una evaluación de las dosis que recibió la población debido a la descarga de los efluentes radiactivos al ambiente durante la operación de las instalaciones radiactivas y nucleares del país en el año 1996. Se evalúa el tipo de radionucleido descargado, la actividad presente en los efluentes y el porcentaje de la restricción anual que representó esa descarga, para cada instalación.

Siguiendo las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP 60), la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha fijado restricciones para las dosis en la población asociadas a la operación de cada instalación en particular, las cuales actúan restringiendo el proceso de optimización de los sistemas de protección radiológica. Las mismas son de 0,3 mSv para la dosis en el grupo crítico y 15 Sv hombre $(GWa)^{-1}$ para la dosis colectiva asociada a la operación de centrales nucleares. Las restricciones anuales para las descargas fueron fijadas aplicando procesos de optimización sujetos a restricciones de dosis.

Se estimaron las dosis en el grupo crítico para cada instalación y las dosis colectivas regionales debidas a la operación de las centrales nucleares. Las dosis resultaron, en todos los casos, menores que las restricciones de dosis antes mencionadas.

INTRODUCCIÓN

Sólo una muy pequeña fracción de la actividad contenida en una instalación radiactiva o nuclear es descargada al ambiente con los efluentes gaseosos y líquidos. El control de la exposición de la población, en situaciones normales, se realiza mediante la aplicación de controles sobre la fuente, más que sobre el ambiente. Estos controles se logran, casi en su totalidad, a través de procesos de optimización sujetos a restricciones de dosis, y con el uso de límites prescriptivos. Resulta necesario, además, definir un grupo crítico, que es un grupo de personas vecino a una instalación, representativo de los individuos más expuestos durante la operación normal y homogéneo en cuanto a los parámetros que influyen en las dosis recibidas.

Siguiendo las Recomendaciones del año 1990 de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (en inglés ICRP), la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha fijado restricciones para las dosis en la población asociadas a la operación de cada instalación en particular, las cuales actúan restringiendo el proceso de optimización. Las mismas son de 0,3 mSv por año para la dosis en el grupo crítico y 15 Sv hombre $(GWa)^{-1}$ para la dosis colectiva debida a la operación de centrales nucleares. El límite de dosis para la población es de 1 mSv por año.

Cumplir con las restricciones de descarga implica que la dosis en el grupo crítico no excederá la dosis establecida para cada instalación. El cumplimiento de la restricción

es una condición necesaria pero no suficiente. Se requiere además, reducir las dosis tanto como sea razonable.

Las restricciones anuales para las descargas fueron fijadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear, en general, para valores de dosis en el grupo crítico considerablemente menores a los 0,3 mSv.

En este trabajo se hace una evaluación de los efluentes radiactivos descargados al ambiente y las dosis resultantes en la población, asociadas a la operación de las instalaciones radiactivas y nucleares del país durante el año 1996. Los valores de actividad descargada al ambiente con los efluentes gaseosos y líquidos son informados por las instalaciones. Los valores menores que los límites de detección para los distintos radionucleidos fueron considerados cero.

Centrales nucleares

Las **Figuras 1** y **2** muestran la composición de las descargas al ambiente de los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos de la central nuclear Atucha I (CNA I) y la central nuclear Embalse (CNE), respectivamente. Debido a que las centrales nucleares argentinas utilizan agua pesada como moderador y refrigerante, aproximadamente el 75% de la actividad descargada corresponde al tritio, medido en la forma de óxido de tritio. En la CNE la contribución de los gases nobles a la actividad total descargada es mayor que en la CNA I, dado que esa central no tiene tanques de almacenamiento para retardar la salida al ambiente de los gases nobles. Los radionucleidos incluidos en los gases nobles son distintos radioisótopos del xenón, del criptón y el argón 41. En general, la mayor actividad dentro de este grupo de radionucleidos corresponde al xenón 133. Entre los emisores gamma presentes en las descargas líquidas se encuentran productos de fisión y productos de activación, como por ejemplo el cobalto 60.

Figura 1
Central Nuclear Atucha I
Composición de las descargas al ambiente

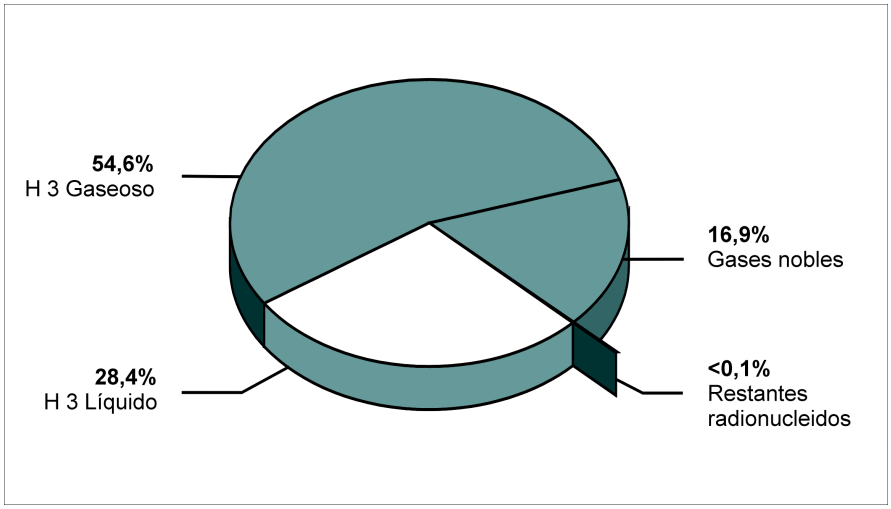
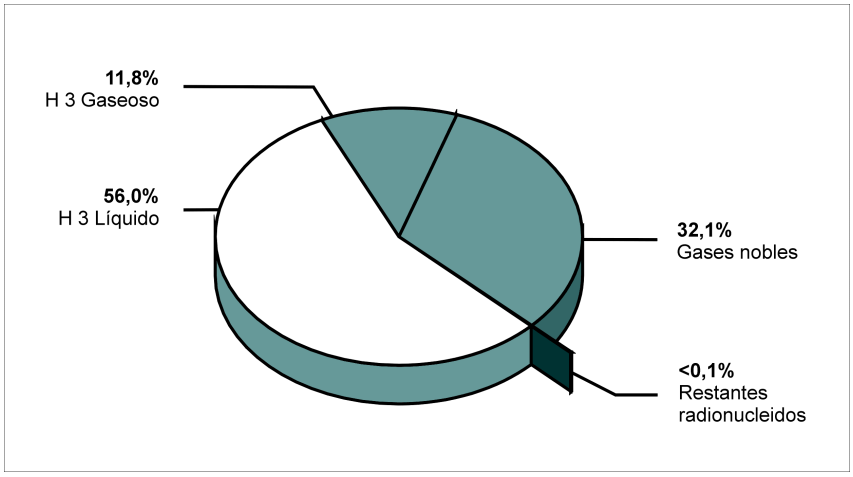


Figura 2
Central Nuclear Embalse
Composición de las descargas al ambiente



Las **Figuras 3** y **4** muestran la fracción de la restricción anual que descargaron al ambiente las centrales nucleares durante el año 1996, para los distintos radionucleidos. En total, las descargas representaron el 23% para la CNA I y el 13% de la restricción anual para la CNE. Cabe aclarar que las restricciones anuales para las descargas fueron fijadas para valores de dosis en el grupo crítico menores que 0,3 mSv, lo cual aparece reflejado en las dosis estimadas en los grupos críticos correspondientes, situación que se repite en las restantes instalaciones.

Figura 3
Central Nuclear Atucha I
Descargas al ambiente. Porcentaje de la restricción anual

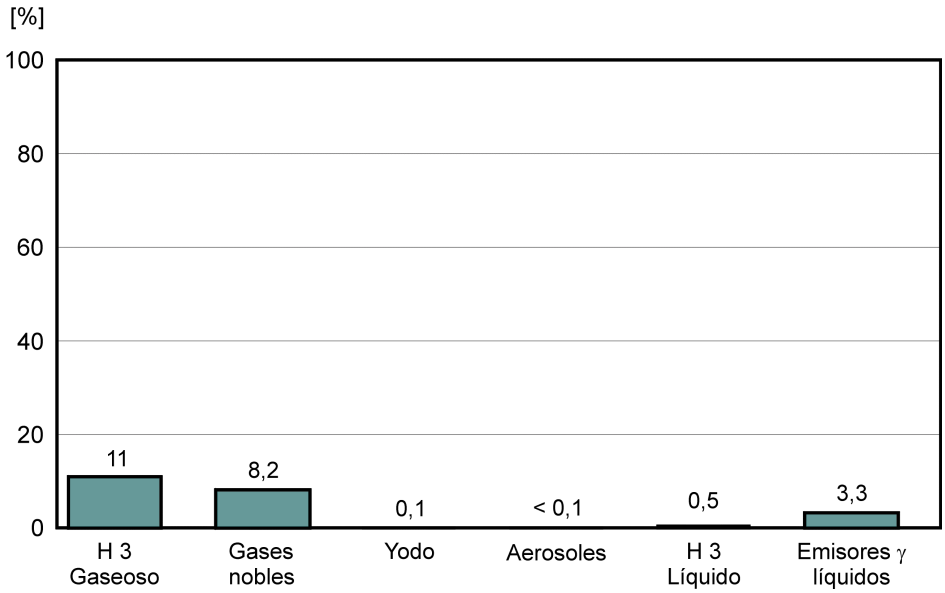
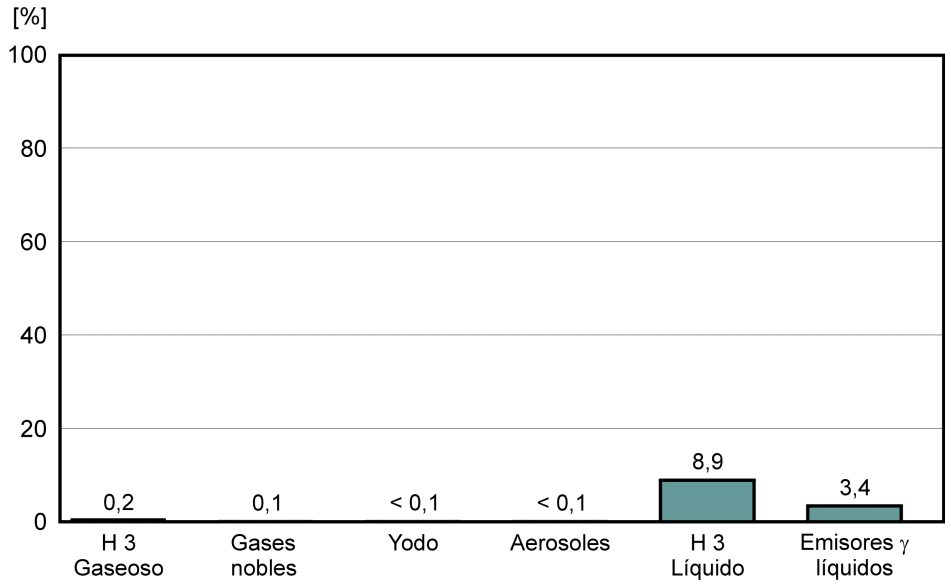


Figura 4
Central Nuclear Embalse
Descargas al ambiente. Porcentaje de la restricción anual



Reactores de investigación

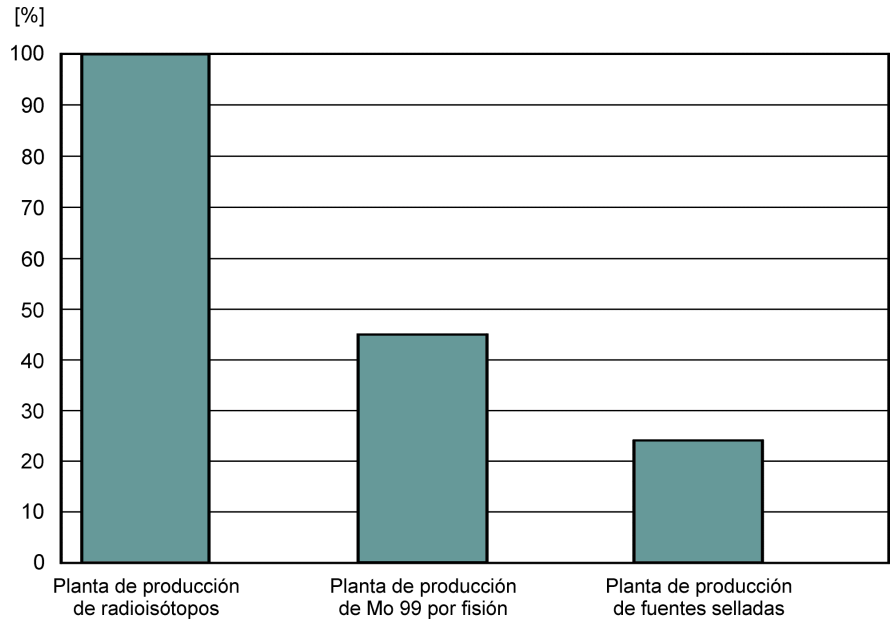
Durante el año 1996, las descargas al ambiente del reactor de investigación y producción de radioisótopos RA 3, ubicado en el Centro Atómico Ezeiza, (CAE), alcanzaron el 1% de la restricción anual y la descarga de efluentes radiactivos líquidos del RA 1, sito en el Centro Atómico Constituyentes (CAC), alcanzó el 0,6% de la restricción anual.

En el reactor de investigación RA 6**,** ubicado en el Centro Atómico Bariloche (CAB), la descarga de efluentes radiactivos líquidos se efectúa a un sistema de semi-contención que permite un decaimiento substancial de los radionucleidos antes de ingresar al medio ambiente accesible al hombre. Las restricciones anuales para las descargas, en este caso, fueron establecidos con un criterio muy restrictivo tanto desde el punto de vista de los modelos utilizados para estimar el impacto potencial en el grupo crítico hipotético futuro, como por la dosis asignada a dicho grupo crítico. Durante el año 1996 las descargas líquidas alcanzaron el 56% de la restricción anual y las descargas de efluentes radiactivos gaseosos resultaron menores al 1% de la restricción anual.

Plantas de producción

La **Figura 5** muestra el porcentaje de la restricción anual que representaron las descargas al ambiente de los efluentes radiactivos de las Plantas de producción ubicadas en el CAE, durante el año 1996.

Figura 5
Plantas de producción
Descargas al ambiente. Porcentaje de la restricción anual



En el caso de las Plantas de producción de molibdeno 99 por fisión y de fuentes selladas de cobalto 60 e iridio 192, las descargas al ambiente resultaron inferiores al 50% de las restricciones anuales.

La descarga resultante de la operación de la Planta de producción de radioisótopos alcanzó el 100% de la restricción anual. Al respecto cabe aclarar que, cuando una instalación de este tipo descarga un valor igual a la restricción anual, la dosis en el grupo crítico es, al menos, un orden de magnitud menor que los 0,3 mSv. Las mejoras introducidas en el sistema de retención de los efluentes de la planta permitirán reducir el nivel de las descargas.

Durante el año 1996 se registraron dos incidentes operativos en la Planta de producción de radioisótopos de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) que implicaron una descarga no prevista de iodo a la atmósfera de 6 GBq. A raíz de los incidentes se requirió a la instalación la presentación de un proyecto de modificación del sistema de ventilación, agregando filtros, para evitar las consecuencias de incidentes de similar naturaleza.

En la Planta de producción de molibdeno 99 por fisión se registró en julio de 1996, un incidente operativo que implicó una descarga no prevista a la atmósfera de 2,9 GBq de radioisótopos de iodo y teluro. A raíz del incidente, y una vez realizadas las acciones regulatorias tendientes a restaurar las condiciones normales de operación, se requirió a la CNEA la presentación de un proyecto para realizar modificaciones en los circuitos de extracción de aire para prevenir la repetición de incidentes de similar naturaleza.

Fabricación de elementos combustibles

Durante 1996, la descarga de efluentes radiactivos al ambiente durante la operación de la fábrica de elementos combustibles nucleares (CONUAR S.A.) representaron el 3% de la restricción anual para las descargas gaseosas y el 59% de la restricción anual para las descargas líquidas.

Laboratorio alfa

La descarga de los efluentes radiactivos líquidos del laboratorio alfa, situado en el CAC, se efectúan al sistema cloacal, y durante el año 1996 estas descargas resultaron poco significativas. Las descargas gaseosas representaron el 2% de la restricción anual.

DOSIS EN LA POBLACIÓN

No es posible, en la mayoría de los casos, determinar por medio de mediciones directas en el ambiente o en el hombre, las dosis recibidas por la población debido a la exposición a la radiación ambiental. Para ello, es necesario utilizar modelos que representan el transporte de los radionucleidos desde el ambiente hasta el hombre.

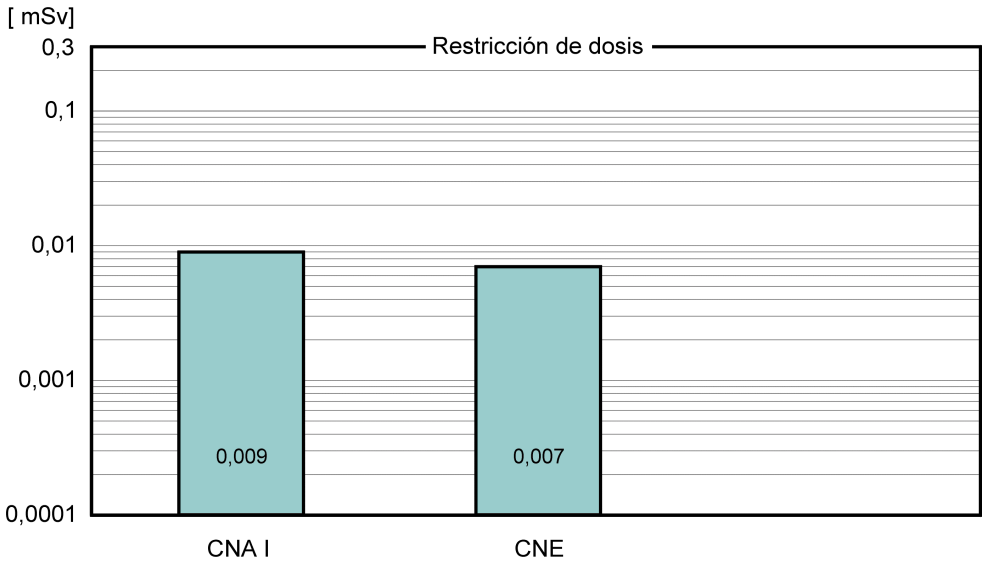
La cadena de acontecimientos que tiene lugar desde la emisión de material radiactivo al ambiente hasta su llegada al hombre se representa mediante una serie de compartimentos, relacionados entre sí por parámetros de transferencia. Los parámetros son constantes en el tiempo y a los modelos se los llama de compartimentos en condiciones de equilibrio. Estos modelos han sido adoptados por el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las radiaciones atómicas (UNSCEAR) para evaluar las dosis recibidas por la población y son los utilizados por la Autoridad Regulatoria Nuclear argentina, tal como sucede en otros países.

Centrales nucleares

La **Figura 6** muestra las dosis en los grupos críticos de la CNA I y la CNE, respectivamente. En la misma se observa que los valores resultantes están muy por debajo de la restricción de dosis para una instalación en particular, fijada por la ARN en 0,3 mSv. Las dosis alcanzaron sólo el 3% de dicha restricción de dosis.

Las características de las zonas donde se encuentran ubicadas las dos centrales nucleares y la composición de las descargas influyen directamente en las dosis en los grupos críticos. En la CNA I el vertido de los efluentes líquidos se hace en un río caudaloso como es el Paraná de las Palmas, en cambio la descarga de efluentes líquidos de la CNE se hace en el embalse del Río Tercero. Estas características influyen en las dosis de manera que el 95% de la dosis en el grupo crítico de la CNA I es debida a descargas a la atmósfera, mientras que en la CNE el 98% de la dosis es debida a las descargas al lago.

Figura 6
Centrales Nucleares
Dosis en el grupo crítico



La tabla siguiente presenta para cada central nuclear las dosis colectivas normalizadas por unidad de energía eléctrica generada, en términos de Sv hombre por gigawatt año, calculadas con datos de población hasta un radio de 2000 km desde las centrales.

	Descargas gaseosas Sv hombre/GWaño	**Descargas líquidas Sv hombre/GWaño**	**Descargas totales Sv hombre/GWaño**
Central Nuclear Atucha I	0,720	0,440	1,2
Central Nuclear Embalse	0,007	0,310	0,3

Estos valores de dosis colectiva normalizada resultaron inferiores al valor de la restricción de dosis fijada por la ARN en 15 Sv hombre por GW año, para una instalación en particular.

Reactores de investigación

La dosis en el grupo crítico resultante de la operación del reactor RA 3 durante 1996 fue 0,001 mSv. La misma resultó menor al 1% de los 0,3 mSv, valor utilizado como referencia.

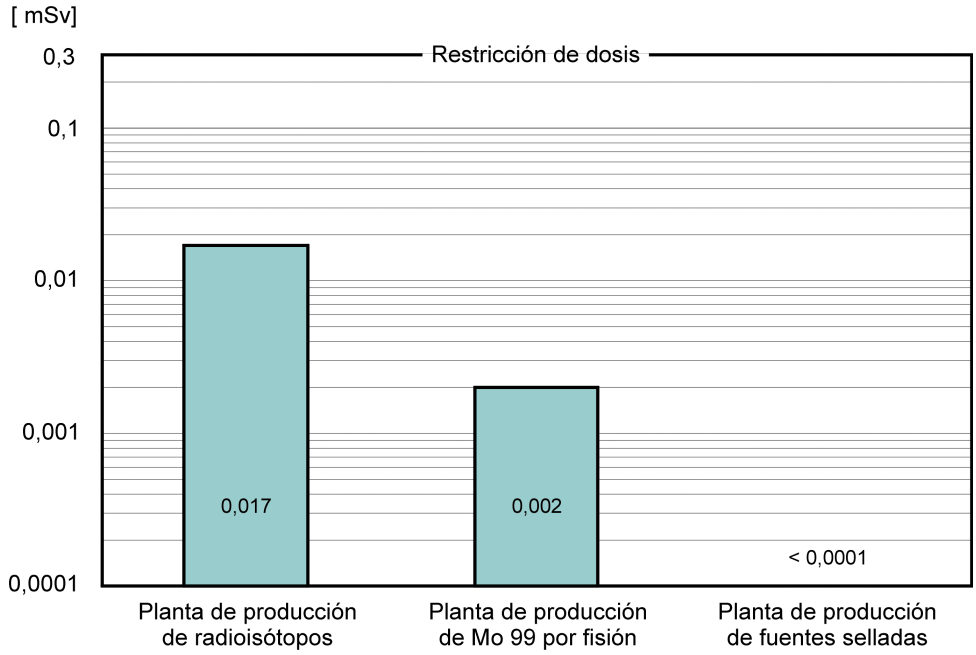
La descarga de los efluentes radiactivos líquidos del RA 1 se efectúa al sistema cloacal, por lo tanto la exposición del grupo crítico es poco significativa debido a los procesos de dilución que se dan en el Río de la Plata.

Dado que las descargas líquidas del RA 6 están aisladas del medio ambiente accesible al hombre, se estima sólo la dosis en el grupo crítico resultante de la descarga de efluentes radiactivos gaseosos. La misma fue poco significativa, como es esperable en este tipo de reactor de investigación, resultando menor a 0,001 mSv.

Plantas de producción

La **Figura 7** muestra la dosis en el grupo crítico debido a la operación de cada una de las Plantas de producción, ubicadas en el CAE. Las mismas resultaron menores a 0,3 mSv.

Figura 7
Plantas de producción
Dosis en el grupo crítico



Las dosis estimadas en el grupo crítico como consecuencia de los incidentes registrados en la Planta de producción de radioisótopos y en la de producción de molibdeno 99 por fisión fueron: 0,03 mSv y 0,02 mSv, respectivamente.

Fabricación de elementos combustibles

La dosis en el grupo crítico resultante de la operación de la Fábrica de elementos combustibles nucleares (CONUAR S.A.) durante el año 1996 fue 0,003 mSv, lo cuál se encuentra dos órdenes de magnitud por debajo de los 0,3 mSv.

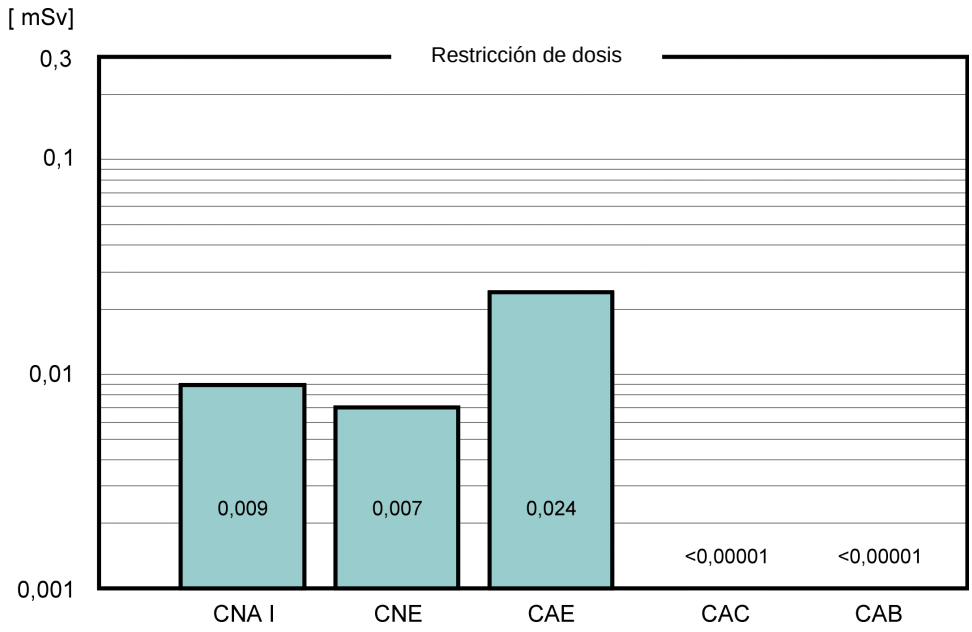
Laboratorio alfa

La dosis en el grupo crítico debido a la descarga de efluentes radiactivos gaseosos durante la operación del Laboratorio alfa en el año 1996 fue <0,00001 mSv. La descarga de los efluentes radiactivos líquidos se efectúa al sistema cloacal, por lo tanto la exposición del grupo crítico es poco significativa debido a los procesos de dilución que se dan en el Río de la Plata.

Análisis global

Se presentan en la **Figura 8** las dosis en los grupos críticos debido a la operación de las instalaciones radiactivas y nucleares del país durante el año 1996. Para cada centro atómico se consideró, en forma conservativa, un mismo grupo crítico para todas las instalaciones.

Figura 8
Total de instalaciones en cada centro atómico
Dosis en el grupo crítico



Se puede observar que las dosis en los grupos críticos debido a la operación de esas instalaciones radiactivas y nucleares resultaron al menos un orden de magnitud inferiores al valor de referencia (0,3 mSv).

CONCLUSIONES

Las dosis estimadas en los grupos críticos debido a la operación de las instalaciones radiactivas y nucleares del país resultaron al menos un orden de magnitud inferiores a la restricción de dosis para una instalación en particular, fijada por la Autoridad Regulatoria Nuclear en 0,3 mSv.

Las dosis estimadas en los grupos críticos como consecuencia de los incidentes registrados en la Planta de producción de radioisótopos y en la Planta de producción de molibdeno 99 por fisión fueron 0,03 mSv y 0,02 mSv, respectivamente. A raíz de los incidentes antes mencionados, y una vez realizadas las acciones regulatorias tendientes a restaurar las condiciones normales de operación, se requirió a la Comisión Nacional de Energía Atómica la presentación de un proyecto para realizar las modificaciones necesarias para prevenir la repetición de incidentes de similar naturaleza.

Las dosis colectivas a nivel regional (hasta 2000 km de las instalaciones), debidas a la descarga de efluentes radiactivos al ambiente durante la operación de las centrales nucleares resultaron menores que la restricción de dosis fijada por la Autoridad Regulatoria Nuclear en 15 Sv hombre por GW año.

BIBLIOGRAFÍA

1. ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR, Norma Básica de Seguridad Radiológica, AR 10.1.1., Revisión 1, Buenos Aires, 1995.

2. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the ICRP, Publication N° 60, Annals of the ICRP 21 1-3, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

3. 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.

4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series N° 57, IAEA, Viena (1982).

5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series N° 77, IAEA, Viena (1986).

6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges into the Environment (en preparación).

Dosis debidas a prácticas terapéuticas con Iodo 131

Di Trano, J.L.; Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M.;
Gonzalez, M.; Grassi, E.A.; Gatica, N.A. y Kunst, J.J.

Publicado como PI-9/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DOSIS DEBIDAS A PRÁCTICAS TERAPÉUTICAS CON IODO 131[1]

Di Trano, J.L.*; Rojo, A.M.*; Gomez Parada, I.M.*; Gonzalez, M.**;
Grassi, E.A.*; Gatica, N.A.* y Kunst, J.J.*

* Autoridad Regulatoria Nuclear
** Hospital Ramos Mejía

Argentina

RESUMEN

El objetivo de este trabajo es estimar las dosis en trabajadores y miembros del público debidas a prácticas terapéuticas con ^{131}I.

Se determinaron dosis ambientales y personales por irradiación externa usando dosímetros termoluminiscentes (TLD). La dosimetría ambiental resultó en una dosis equivalente H*(10) del orden de 0,1 mSv, la dosis equivalente personal Hp(10) observada fue del orden de 0,1 mSv. Se midió la tasa de exposición a una distancia de 1 m del paciente, inmediatamente después de la administración de la dosis, resultando valores entre 0,20 y 0,35 mSv/hora (a 1m de la pared abdominal). Se efectuaron determinaciones de concentración de ^{131}I en aire en la sala, durante el primer día de internación. Se obtuvieron valores entre 0,04 Bq/l y 0,20 Bq/l. Se tomaron muestras de superficie en el servicio, obteniéndose niveles de contaminación superficial comprendidos entre 1E-2 y 4E-1 Bq/cm^2. Las muestras de superficie obtenidos en la sala de internación, se encuentran en el orden de 15E-2 Bq/cm^2.

Se colectaron muestras de orina y se estimó que la actividad eliminada de ^{131}I durante las primeras 24 hs es del orden de 60% de la actividad administrada. Se obtuvieron muestras de sudor de distintas regiones cutáneas, los valores máximos de actividad medida alcanzaron los 200 Bq/cm^2.

De acuerdo a los resultados obtenidos adquiere relevancia la elaboración de indicaciones impartidas al paciente como instrumento para reducir la exposición externa y evitar la contaminación interna.

INTRODUCCIÓN

El tratamiento del cáncer tiroideo requiere de la administración de dosis del orden de los 3700-7400 MBq (100-200 mCi) de ^{131}I por vía oral.

Debido a los importantes niveles de actividad que son manejados en los servicios de medicina nuclear durante la preparación de las dosis y a la elevada actividad eliminada durante las primeras horas posteriores a la administración, principalmente la excreción de iodo a través de orina, respiración, sudor y saliva, existe riesgo de contaminación radiactiva, tanto para el personal del servicio como para toda aquella persona que se encuentre en contacto con el paciente o con elementos utilizados por el mismo.

La administración de estas dosis determina que el paciente se constituya en una fuente de exposición para otros pacientes, personal del hospital y familiares.

En el presente trabajo se exponen los resultados obtenidos en servicios de medicina nuclear. En el mismo se realizaron evaluaciones en dos ámbitos principales. En el servicio de medicina

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

nuclear se evaluó la exposición externa del personal encargado de la práctica. Se determinaron los niveles de actividad de ^{131}I en aire y contaminación superficial. En la sala, durante la internación del paciente, se midieron niveles de actividad en aire, se realizaron mediciones dosimétricas y se determinó la contaminación superficial. Se colectaron muestras biológicas en las que se determinó la eliminación de ^{131}I.

MATERIALES Y MÉTODOS

Diez pacientes con cáncer tiroideo, tratados con actividades entre 3700-7400 MBq (100 a 200 mCi) de ^{131}I participaron de este estudio. Sus edades oscilaron entre los 30 y 70 años. Aquellos pacientes que fueron hospitalizados permanecieron internados en una sala individual durante 24-36 hs posteriores a la administración de iodo.

En el servicio de medicina nuclear, antes de comenzar con la práctica, se tomaron muestras de superficie para ser considerados fondo de medición. Se dispusieron dosímetros ambientales en lugares estratégicos dentro del recinto donde se prepara y administra la dosis, y se entregaron dosímetros al personal interviniente. Durante la práctica se midió la concentración de actividad (Bq/l) de ^{131}I mediante el muestreo de aire en el recinto. Se tomaron muestras de superficie, en los mismos puntos de muestreo en los que se determinó anteriormente el fondo, para estimar los niveles de contaminación posteriores al fraccionamiento y administración de la dosis. Inmediatamente después se determinó la tasa de exposición a 1 metro del abdomen del paciente.

En la sala de internación se colocaron dosímetros ambientales a diferentes distancias de la cama y todos a una altura de 1,70 m. Se realizó el monitoreo de la concentración de iodo en aire durante un período de 24 hs posteriores a la administración del radiofármaco. Se colectaron las orinas de esas primeras 24 hs. Un día después de administrada la dosis se tomaron muestras de sudor en una superficie de 9 cm^2, en diferentes áreas cutáneas (frente, antebrazo, tórax). Se determinaron los niveles de contaminación superficial en la sala de internación.

RESULTADOS

Los resultados obtenidos de la determinación de los niveles de contaminación superficial, tomados en el servicio después de la administración de la dosis, están comprendidos entre 1E-2 y 4E-1 Bq/cm^2. Mientras que los valores obtenidos en la sala de internación, se encuentran en el orden de 15E-2 Bq/cm^2. Estos valores no superan el límite recomendado para contaminación superficial para emisores β γ, de 3,7 Bq/cm^2 (3). En un solo caso se detectó un valor superior al límite, de 12,2 Bq/cm^2, proveniente de la canilla del lavatorio utilizado por el paciente. Los valores obtenidos del monitoreo de la concentración de iodo en aire se presentan en la tabla I.

Tabla I. Concentración de iodo en aire (Bq/l)

Práctica N^o	Actividad Administrada (MBq)	Concentración de ^{131}I en aire (Bq/l)
1	7400	1,9
2	7400	1,0
3	7400	1,7
4	3700	1,0

La estimación de la dosis al operador debida a estas prácticas se realizó con una posición conservativa. La duración de la práctica no supera 15 minutos, y la frecuencia de la misma es semanal. Para el cálculo se consideró 30 minutos de duración, con una frecuencia de dos veces a la semana, lo que determina una carga horaria anual, para estas prácticas de 50 hs. De acuerdo a los coeficientes de dosis recomendados por la ICRP en su publicación N^o 68 (4) y considerando el límite anual para dosis efectiva de 20 mSv, la concentración derivada en aire para el

^{131}I es de 760 Bq/m^3. Este límite tiene en cuenta una carga horaria anual de 2000 hs. Si la actividad medida en aire es 1,5 Bq/l (1500 Bq/m^3), resulta:

$$1500 \text{ Bq/m}^3 / 760 \text{ Bq/m}^3 = 1{,}97 \text{ DAC} \qquad \text{DAC} \times 50 \text{ hs} = 98{,}5 \text{ DAC-h}$$

$$98{,}5 \times 20 \text{ mSv} / 2000 \text{ hs} = 1 \text{ mSv}$$

De acuedo a lo planteado, la dosis efectiva por inhalación de ^{131}I es de 1 mSv.

La dosimetría ambiental en el servicio, realizada a través de la distribución de dosímetros termoluminiscentes a una distancia de 1,70 m del piso, resultó en una dosis equivalente H*(10) del orden de 0,1 mSv, siendo el límite de detección de la técnica con dosímetros de CaF_2 de 0,02 mSv. Todo el personal interviniente en la práctica portaba dosímetros personales. La dosis equivalente personal Hp(10) observada fue del orden de 0,10 mSv, mientras que el límite de detección para la técnica con LiF es de 0,10 mSv. Los médicos que realizaron el fraccionamiento y la administración de la dosis portaban además dosímetros anillos, resultando en estos casos de una dosis equivalente personal Hp(10) 0,10 mSv, siendo el límite de detección en este caso de 0,10 mSv.

El personal del servicio, asumiendo una posición conservativa, y contabilizando 50 prácticas al año, puede recibir, como máximo, una dosis efectiva anual por irradiación externa de 5 mSv.

Se midió la tasa de exposición a 1 metro de la pared abdominal del paciente, inmediatamente después de administrada la dosis de ^{131}I. Los valores obtenidos están indicados en la tabla II.

Tabla II. Tasa de exposición (mSv/h) a 1 metro de distancia de la pared abdominal del paciente, después de la administración de diferentes dosis de ^{131}I.

Paciente	Actividad administrada (MBq)	Tasa de Exposición (mSv/h)
1	7400	0,30
2	3700	0,19
3	5550	0,27
4	7400	0,25
5	7400	0,35
6	3700	0,20
7	3700	0,19
8	7400	0,35
9	5550	0,25
10	3700	0,20

Cuando la medición fue realizada a una distancia de 1m de la región lumbar se obtuvieron valores de 0,10 a 0,20 mSv/h.

Si se considera una tasa de exposición promedio de 0,25 mSv/h y que el límite anual de dosis efectiva para miembros del público es de 1 mSv, un individuo que permanezca por un período de 4 hs a una distancia de 1 metro del paciente recibirá una dosis efectiva del orden del límite.

Se efectuó el cálculo teórico de la tasa de exposición, asumiendo la actividad en el paciente como una fuente puntual de ^{131}I (Γ = 0,22 mR m^2/h mCi).

El resultado tiende a sobrestimar la dosis ya que los valores experimentales suelen ser menores debido a la atenuación y a la distribución de actividad en los órganos y tejidos.

Tabla III. Dosis efectiva (mSv) resultante del cálculo teórico para distintos tiempos y distancias del paciente que recibió una dosis terapéutica de ^{131}I de 7400 MBq (200 mCi).

Distancia (cm)	10 minutos	30 minutos	60 minutos
10	7,4	22	44
30	0,82	2,44	4,88
50	0,30	0,88	1,76
100	0,08	0,22	0,44
200	0,018	0,051	0,10

Durante la internación de los pacientes se realizó el monitoreo de la actividad de ^{131}I en aire. El muestreo fue tomado durante las primeras 24 hs desde la administración de la dosis. Los valores obtenidos están representados en la tabla III.

Tabla IV. Concentración de ^{131}I en aire (Bq/l) en la sala durante 24 hs de internación.

Paciente	Actividad Administrada (MBq)	Concentración de ^{131}I en aire (Bq/l)
2	3700	0,05
3	5550	0,10
4	7400	0,18
6	3700	0,04
8	7400	0,20
10	3700	0,04

El máximo valor observado en la determinación de la concentración de ^{131}I en aire en la sala es del orden de 200 Bq/m^3 (0,2 Bq/l). Considerando una permanencia de 24 hs respirando esa concentración a una tasa de ventilación normal de 0,02 m^3/h, y que el coeficiente de dosis para miembros del público de la ICRP N^o 71 (5) es de 7,4E-9 Sv/Bq, se realizó la siguiente estimación:

Incorporación: 24 hs x 1,2 m^3/h x 200 Bq/m^3 = 5760 Bq

Dosis Efectiva: 7,4E-9 Sv/Bq x 5760 Bq = 4,26 E-5 Sv = 4,26 E-2 mSv

Se colectaron las orinas de las primeras 24 hs posteriores a la administración del radiofármaco. De acuerdo a las mediciones realizadas se estimó que la eliminación de ^{131}I a través de la orina durante las primeras 24 hs es del orden de 60% de la actividad administrada.

Tabla V. Excreción de iodo en orina, como fracción de la actividad administrada, en las primeras 24 hs posteriores a la administración de la dosis de ^{131}I

Paciente	Actividad Administrada AA (MBq)	Actividad Excretada AE (MBq)	Fracción excretada % AE / AA
2	3700	2245,9	60,7
3	5550	2985,9	53,8
4	7400	4255	57,5
6	3700	2349,5	63,5
8	7400	4784,1	64,6
10	3700	2194,1	59,3

* No se colectaron las orinas de los pacientes 1-5-7 y 9

Se tomaron muestras de sudor transcurridas 24 hs desde la administración de la dosis. Estas muestras fueron obtenidas sobre una superficie cutánea de 9 cm^2 en las regiones frontal, torácica y antebrazo del paciente. Los valores máximos de actividad medida alcanzaron los 200 Bq/cm^2.

CONCLUSIONES

En esta etapa de la investigación, considerando una hipótesis conservativa, se puede concluir que la dosis efectiva al operador debida a la administración de dosis terapéuticas de ^{131}I, por irradiación externa y por contaminación interna, es inferior a 6 mSv por año.

Para los miembros del público, el contacto con pacientes que recibieron terapia con ^{131}I, determina una exposición externa debiendo, por lo tanto, limitarse el tiempo de permanencia a una dada distancia. La incorporación por inhalación del aire en la sala del paciente adquiere valores varios órdenes por debajo del límite. Pero la incorporación puede ser importante si no se guardan normas estrictas de higiene, debido a la elevada excreción de ^{131}I, fundamentalmente a través de la orina.

REFERENCIAS

1. Nishizawa, K. y colaboradores, "Monitoring of Excretions and Used Material of Patients Treats with I^{131}". Health Physics, April 1980. Vol 38 N 4, pp 467-481.

2. Shih-Yin Ho and Douglas Shearer. "Radioactive Contamination in Hospital from Nuclear Medicine Patients". Health Physics. May 1992. Vol 62. Number 5 pp 462-466.

3. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1970. "Monitoring of Radioactive Contamination on Surfaces" STI / DOC / 10 / 120.

4. International Commission on Radiological Protection. "Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers". Annals of the ICRP (1995); (ICRP 68).

5. International Commission on Radiological Protection. "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 4 Inhalation Dose Coefficients". Annals of the ICRP (1995); (ICRP 71).

Dosis absorbida en el feto por administración de radiofármacos

Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M. y Di Trano, J.L.

Publicado como PI-10/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DOSIS ABSORBIDA EN EL FETO POR ADMINISTRACIÓN DE RADIOFÁRMACOS[1]

Rojo, A.M.; Gomez Parada, I.M. y Di Trano, J.L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La administración de radiofármacos con fines diagnósticos o terapéuticos durante el embarazo, resulta en una dosis absorbida en el feto. La evaluación de esta dosis y la consiguiente estimación del riesgo radiológico asociado, adquiere relevancia dada la mayor radiosensibilidad de los tejidos fetales con respecto a la de los adultos.

El propósito de este trabajo es hacer una revisión de los lineamientos existentes sobre las hipótesis a considerar en el cálculo de dosis al feto para los radiofármacos de uso más frecuente, incorporando las investigaciones recientes que aportan información sobre la transferencia placentaria, teniendo en cuenta la edad gestacional.

Se analizan las prácticas diagnósticas y terapéuticas más frecuentes comparando las dosis que implican en el feto con los límites internacionalmente aceptados. Se pretende así disponer de las herramientas necesarias para responder a las consultas sobre los riesgos radiológicos debidos a la administración de radiofármacos a embarazadas.

INTRODUCCIÓN

La administración de radiofármacos con fines diagnósticos o terapéuticos durante el embarazo, resulta en una dosis absorbida en el embrión o feto. La evaluación de esta dosis debe considerar la exposición externa debida a los órganos maternos y la transferencia del radiofármaco a través de la placenta.

La estimación del riesgo de efectos radiológicos, adquiere relevancia dada la elevada radiosensibilidad de los tejidos fetales.

La investigación en el campo de la transferencia placentaria está en una etapa de estudio y definiciones.

En este trabajo se presenta una revisión de la dosimetría fetal en los distintos estadios de gestación, considerando las herramientas disponibles en la actualidad. Se analizan las prácticas diagnósticas y terapéuticas más frecuentes en cuanto a la dosis que implican respecto de los límites internacionalmente aceptados para efectos determinísticos y estocásticos en el feto.

EFECTOS BIOLÓGICOS EN LAS ETAPAS DEL DESARROLLO FETAL

El conocimiento de estas etapas es esencial para el cálculo de dosis en el feto (1), y los efectos radiológicos sobre el producto de la concepción, dependen del momento evolutivo en que se produce la exposición (2).

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

a) Pre-implantación

Luego de producida la fertilización el huevo se implanta en la mucosa uterina a través de una serie de procesos que transcurren en 6 a 7 días nutriéndose a través de la transferencia de sustancias de bajo peso molecular presentes en las secreciones uterinas. Esta etapa se extiende desde el día cero hasta el octavo, y es similar en la mayoría de los mamíferos. El número de células es aún reducido y su naturaleza todavía no es especializada. Cualquier daño celular en esta etapa tiene una probabilidad mayor de provocar la muerte del embrión de que de producir efectos estocásticos manifestados en el nacido vivo.

b) Embrión

La progresiva erosión de la pared uterina provee la nutrición necesaria en esta etapa. Este período de organogénesis se extiende hasta el final del segundo mes. Dada la yuxtaposición entre el embrión y la pared del útero se asume para el cálculo de dosis que **ante la ausencia de información específica puede aproximarse la dosis en el embrión hasta el final del segundo mes de gestación, con la dosis en el útero**. Esto es razonable para radiación β o γ, sin embargo no es así para emisiones α, ya que por su alto LET, el camino que recorre en tejidos es de no más que 10 μm.

Durante el período fundamental de organogénesis (2), considerado convencionalmente a partir de comienzos de la tercera semana después de la concepción, se podrán producir malformaciones en el órgano que se esté desarrollando en el momento de la exposición. Estos efectos son de carácter determinísticos, y tienen en el hombre, un umbral de aproximadamente 0,1 Gy, estimado a partir de la experimentación animal.

c) Feto

Los procesos característicos de esta etapa son la histogénesis y el crecimiento. La nutrición se realiza vía placenta a través del cordón umbilical. El material radiactivo debe atravesar una serie de barreras para alcanzar los tejidos del embrión o feto desde la circulación materna. Este proceso de transferencia placentaria involucra la difusión simple, el transporte facilitado, el transporte activo, el movimiento a través de poros y canales y la pinocitosis.

Se ha descripto la alteración del desarrollo de las estructuras cerebrales humanas por la exposición a las radiaciones. Según informes realizados sobre niños expuestos *"in útero"* en Hiroshima y Nagasaki, los principales efectos cuantitativos observados fueron el desplazamiento general en la distribución del coeficiente intelectual conforme aumenta la dosis. En el período comprendido entre las semanas 8 y 15 este desplazamiento es de aproximadamente 30 puntos CI.Sv^{-1}. Se detecta un desplazamiento similar, pero más pequeño después de la exposición entre las semanas 16 y 25.

El segundo de los efectos es un aumento relacionado con la dosis en la frecuencia de niños clasificados como "retrasados profundos". Durante el período mas sensible (2), considerado entre las semanas 8 y 15 después de la concepción, la fracción de aquellos expuestos que sufrieron retraso mental grave, aumentó aproximadamente 0,4 Sv^{-1}. Para exposiciones entre las semanas 16 y 25, aumentó aproximadamente 0,1 Sv^{-1}.

También se pueden producir, alteraciones en el crecimiento, sin malformaciones, en todas las fases del desarrollo, especialmente en las últimas etapas del embarazo.

CÁLCULO DE DOSIS EN EL FETO

El grupo de trabajo de la ICRP, abocado al tema de los coeficientes de dosis variables con la edad, anunció una publicación en este tema, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides Part 6, Embryo and Fetus".

En la publicación de Stather (1), se encuentran los avances de este grupo en este sentido. Se describe la siguiente ecuación, en la cual la dosis en un órgano o tejido fetal, D_f, puede derivarse de la dosis al órgano o tejido materno, D_m, teniendo en cuenta la concentración de actividad, el período de semidesintegración y la fracción absorbida.

$$\frac{D_f}{D_m} = \frac{A_{0f}/m_f}{A_{0m}/m_m} \times \frac{T_f \phi_f}{T_m \phi_m}$$

A_0 : Actividad máxima en el tejido
m : masa del tejido (kg)
$T_{1/2}$: período de semidesintegración
ϕ : fracción absorbida en el tejido
m : materno
f : fetal

La ICRP ha adoptado el uso del factor que relaciona las concentraciones de radionucleído fetal y materna, (CF/CM), denominado “factor de discriminación placentaria”

En los últimos años se han publicado datos CF/CM para diversos radionucleídos. De manera que se puede obtener la dosis en el feto partiendo de la dosis materna afectándola por el factor de concentración correspondiente.

El valor de CF/CM corresponde a la relación existente inmediatamente después de la administración del radionucleído, por lo tanto resultaría conservativo debido al efecto de dilución que se produce por el rápido crecimiento del feto. Aunque por otro lado esto puede ser compensado por transferencia hacia el feto desde los tejidos de depósito de la madre.

Para la mayoría de los radionucleídos la actividad depositada en los tejidos maternos también contribuye a la dosis fetal. Una manera de aproximar este factor es a través de la dosis a útero.

En general la dosis al feto decrece cuando avanza el período de gestación debido al gran aumento de la masa fetal. En algunos casos el feto puede incorporar el radionucleído, como es el caso del yodo, con lo cual la dosis al feto es mayor luego del segundo mes de gestación.

El método de MIRD, (Medical Internal Radiation Dose) utiliza la siguiente ecuación básica que contiene un componente biológico y otro físico:

$$D_t = \sum_s A_s \, S(r_t \leftarrow r_s)$$

D_t : dosis al órgano blanco (Gy)
A_s : Actividad integrada en el órgano fuente S (Bq-s)
$S(r_t \leftarrow r_s)$: dosis absorbidas en el órgano blanco S por cada desintegración en el órgano fuente T.

También puede expresarse la misma ecuación como:

$$D_t = A_0 \sum_s \tau_s S(r_t \leftarrow r_s)$$

Donde

$$\tau_s = \frac{A_s}{A_0}$$ τ = tiempo de residencia en el órgano fuente S (segundos)

Por muchos años la dosis en útero fue usada para estimar la dosis en el feto. En los últimos años se han desarrollado los fantomas que representan la mujer adulta y la mujer embarazada para distintos meses de gestación (3, 6 y 9).

Basándose en este método, trabajos recientes (3), (4), (5), presentan tablas de las dosis fetales para cada trimestre, resultantes del cálculo con el software MIRDOSE (6), que incluye los valores S para los fantomas antes mencionados. En estas citas, se presenta la dosis fetal en mGy/mCi administrado para distintos radiofármacos, o bien la dosis fetal en mGy para actividades administradas en las prácticas más frecuentes. Estos coeficientes de dosis son de utilidad práctica para una rápida aproximación en la estimación de la dosis al feto.

En una de estas publicaciones, Russell (3), resume algunos criterios referentes a los radiofármacos mas frecuentemente utilizados en la práctica médica, en mujeres en edad gestacional. Pone de manifiesto que la mayoría de los estudios de medicina nuclear probablemente determinan una dosis en el feto que no superan 10 mGy (0,01 Gy). La excepción la constituyen sólo algunos estudios con los siguientes radiofármacos: Ga-67 citrato, I-131 INa, I-131 RBC (red blood cells) y Tl-201 ClTl, que pueden exceder dicho valor.

En cambio, dosis terapéuticas de I-131 (INa), están contraindicadas totalmente en caso de embarazo y lactancia ya que las dosis que implica esta práctica está en el orden de los 500 mGy. Luego de la semana 10 de gestación la tiroides fetal puede recibir dosis extremadamente altas.

La publicación NUREG/CR-5631 (7) utilizando la metodología MIRD, enfoca la incorporación en condiciones de ocupación laboral. Se presentan tablas con dosis o tasa de dosis para los meses de gestación después de ocurrida la incorporación. También se presenta la dosis al feto debida a una ingestión crónica por la madre para las especies químicas y formas físicas más comunes e importantes radiológicamente. Las dosis se expresan por unidad de actividad en el compartimento de transferencia materno (sangre).Esto hace necesario el tratamiento del dato de incorporación para estimar la actividad que llegó al torrente sanguíneo materno.

De acuerdo al NCRP N 9 (8), "..*exposiciones que resultan en dosis a todo el cuerpo (dosis efectiva), de 100 mSv o menos, no causará efectos determinísticos detectables en el embrión o feto con la excepción de una disminución del tamaño craneano con un umbral de 50 mSv… Si la dosis al embrión o feto debido a una exposición no intencionada es menor o igual a 50 mSv no hay daño por efectos determinísticos y el riesgo de efectos estocásticos es menor de 1%*".

Los datos en el trabajo de Russell (4) indican que es poco probable que debido a las prácticas diagnósticas de rutina se supere 50 mSv.

SUMARIO

En general las dosis al feto son menores que las recibidas por los órganos maternos en los casos de administración de los radiofármacos mas frecuentes (4). En los casos de yodo y cesio las dosis son similares.

Con el objeto de evitar la dosis al feto suelen implementarse diversos mecanismos. Por ejemplo, cuando los radiofármacos son rápidamente eliminados por los riñones, la vejiga actúa como reservorio, y puede constituir la mayor fuente de irradiación al feto. Esta contribución se reduce si se administran radiofármacos con la vejiga parcialmente llena.

En algunas instituciones, la implementación de una prueba de detección de embarazo es rutinaria, previamente a la administración de radiofármacos.

La elaboración de procedimientos explícitos para los pacientes que reciben dosis de radiofármacos constituye otro instrumento destinado a evitar la exposición o la contaminación de miembros del público, incluyendo al feto en este grupo.

REFERENCIAS

1. Stather, J.W., et al. “Radiación Doses to the Embryo and Fetus Following Intakes of Radionuclides by the Mother”, Radiación Protection Dosimetry Dosimetry Vol 41 N 2/4 111-118 (1992).

2. ICRP, 1990. Publication 60. Annals of the ICRP 21N^0 1-3 (1991).

3. Russell, Joy R., et al. “Radiación Absorbed Dose to the Embryo / Fetus from Radiopharmaceuticals”, Health Physics 73 (5) 756 – 769; 1997.

4. Russell, Joy R., et al. “Placental Transfer of Radiopharmaceuticals and Dosimetry in Pregnancy”, Health Physics 73 (5) 747 – 755; 1997.

5. Stabin, Michael G., "Fetal Dose Calculation Workbook", ORISE 97-0961; Junio 1997.

6. Stabin, Michael G., MIRDOSE:Personal Computer Software for Internal Dose Assessment in Nuclear Medicine. J. Nucl. Med. 1996; 37:538-546.

7. NUREG/Cr-5631. PNL-7445.”Contribution of Maternal Radionuclide Burdens to Prenatal Radiación Doses”, May 1996. Prepared for Division of Regulatory Applications Office of Nuclear Regulatory Research. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, DC 20555-0001. NRC FIN B2923.

8. National Council on Radiological Protection and Measurements. Considerations regarding the unintended radiación exposure of the embryo, fetus or nursing child. Bethesda, MD: NCRP; NCRP Commentary N 9;1994.

Influencia de los nuevos modelos biocinéticos en los coeficientes de dosis para trabajadores

Gomez Parada, I.M. y Rojo, A.M.

Publicado como PI-11/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

INFLUENCIA DE LOS NUEVOS MODELOS BIOCINÉTICOS EN LOS COEFICIENTES DE DOSIS PARA TRABAJADORES[1]

Gomez Parada, I.M. y Rojo, A.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La Comisión Internacional de Protección contra las Radiaciones (ICRP) ha introducido recientemente importantes modificaciones en los modelos biocinéticos utilizados en la dosimetría de la contaminación interna. Además de adoptar un nuevo modelo para el tracto respiratorio, ha revisado los modelos de retención sistémica para varios radionucleidos, reemplazando algunos de los presentados en la publicación 30 de la ICRP. Estos nuevos modelos figuran en las publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP.

En el presente trabajo se comparan y analizan, para ciertos radionucleidos, los coeficientes de dosis dados para inhalación en la Publicación 68 de la ICRP, con los obtenidos con el código LUDEP (LUng Dose Evaluation Program). Los primeros están calculados con los nuevos modelos de retención sistémica y los segundos utilizando los modelos de la Publicación 30 de la ICRP. El objetivo es conocer hasta que punto la introducción de modelos de retención sistémica actualizados afecta los coeficientes de dosis para trabajadores.

INTRODUCCIÓN

La Comisión Internacional de Protección contra las Radiaciones (ICRP) en su publicación 60 [1], editada en 1991, actualizó sus recomendaciones básicas incorporando nueva información biológica sobre detrimento asociado a exposición a las radiaciones.

Posteriormente ha introducido importantes modificaciones en los modelos biocinéticos utilizados en la dosimetría de la contaminación interna. Además de adoptar, en 1994, un nuevo modelo para el tracto respiratorio [2], ha revisado los modelos de retención sistémica para varios radionucleidos, reemplazando algunos de los presentados en la publicación 30 [3] de la ICRP. Estos nuevos modelos biocinéticos figuran en las publicaciones 56, 67 y 69 de la ICRP [4-5-6].

La publicación 68 de la ICRP [7] presenta coeficientes de dosis para trabajadores - dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación - en los que introduce el nuevo modelo para el tracto respiratorio y modelos metabólicos actualizados.

El National Radiation Protection Board (NRPB), desarrolló el código de cálculo LUDEP (LUng Dose Evaluation Program), que implementa el uso del nuevo modelo pulmonar para el cálculo de los coeficientes de dosis, pero sin incorporar aún los modelos de retención sistémica actualizados que reemplazan a los de la publicación 30 de la ICRP.

En el presente trabajo se comparan y analizan, para ciertos radionucleidos, los coeficientes de dosis dados para inhalación en la Publicación 68 de la ICRP, con los obtenidos con el código LUDEP. De esta forma se trata de conocer hasta que punto la introducción de modelos de retención sistémica actualizados afecta los coeficientes de dosis para trabajadores.

Los radionucleidos analizados (^{55}Fe, ^{90}Sr, ^{99} Mo, ^{99m} Tc, ^{131}I, ^{238}U y ^{239}Pu) fueron seleccionados entre aquellos cuyos modelos de retención sistémica se vieron modificados más substancialmente.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

MATERIALES Y MÉTODOS

El análisis se hace sobre los coeficientes de dosis para el caso de inhalación, por ser esta la vía de entrada más común para trabajadores involucrados en el uso de fuentes no selladas. Dos tamaños del aerosol son considerados: 1μm y 5μm. El primero fue el de referencia en la publicación 30 de la ICRP, siendo reemplazado por el segundo a partir de la aparición del nuevo modelo pulmonar. Los coeficientes dados en la Publicación 68 están dados para ambos AMADs y el código LUDEP permite introducir en el cálculo el valor de AMAD elegido. La comparación de los coeficientes se hace para todos los tipos posibles de solubilidad en pulmón para cada radionucleido considerado (F: rápido, M: moderado y S: lento). En ambos casos, las dosis efectivas se estiman en base a los factores de ponderación de tejidos (w_T) propuestos por la Publicación 60 de la ICRP.

Tratando de interpretar las diferencias encontradas en las dosis efectivas comprometidas por unidad de incorporación en base a las modificaciones introducidas en los modelos de retención sistémica, es necesario conocer las diferencias resultantes en las dosis equivalentes comprometidas en órganos particulares. El código LUDEP permite obtener dosis en los diferentes órganos y tejidos debidas tanto a inhalación como a ingestión, no así las publicaciones de la ICRP que para inhalación dan solo las dosis efectivas comprometidas (Publicación 68) y las dosis equivalentes comprometidas en órganos o tejidos individuales aparecen solo para el caso de ingestión (Publicaciones 56, 67 y 69). Para salvar este inconveniente, en los casos que lo justifican, se comparó las dosis equivalentes en los órganos de retención sistémica para el caso de ingestión, dado el similar comportamiento de los compuestos en cuanto a su distribución y retención, posteriormente a la absorción, independientemente de la vía de entrada.

RESULTADOS

En la tabla 1 se presentan valores de coeficientes de dosis para los radionucleidos analizados.

Tabla 1: Comparación de coeficientes de dosis por inhalación (Sv Bq^{-1}) calculados con los modelos de retención sistémica de la publicación 30 de la ICRP (LUDEP) y con los actualizados (ICRP 68).

Radionucleido	Tipo	LUDEP		ICRP 68	
		1μm	5μm	1μm	5μm
^{55}Fe	F	2,8E-10	3,4E-10	7,7E-10	9,2E-10
	M	1,7E-10	1,4E-10	3,7E-10	3,3E-10
^{90}Sr	F	2,4E-08	3,1E-08	2,4E-08	3,0E-08
	S	1,5E-07	7,9E-08	1,5E-07	7,7E-08
^{99}Mb	F	2,9E-10	4,6E-10	2,3E-10	3,6E-10
	S	1,3E-09	1,2E-09	9,7E-10	1,1E-09
^{131}I	F	1,1E-08	1,6E-08	7,6E-09	1,1E-08
^{238}U	F	1,0E-06	1,2E-06	4,9E-07	5,8E-07
	M	3,0E-05	2,2E-05	2,6E-06	1,6E-06
	S	8,4E-05	6,6E-05	7,3E-06	5,7E-06
^{239}Pu	M	5,2E-05	3,6E-05	4,7E-05	3,2E-05
	S	1,5E-05	8,6E-06	1,5E-05	8,3E-06

^{55}Fe:

Los coeficientes de dosis calculados con el modelo de retención sistémica del ICRP 69 resultan entre dos y tres veces mayores que los calculados con el modelo de la Publicación 30, según el tipo de depuración pulmonar y el tamaño del aerosol. Esto se debe a que el nuevo modelo contempla el reciclado del material y también un depósito específico en la médula ósea roja. Esto se traduce en mayor dosis en la médula, en superficie de hueso, bazo y en el hígado. En la tabla 2 se comparan las dosis equivalentes comprometidas, $H_T(50)$, en distintos tejidos para el caso de ingestión.

Tabla 2: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{55}Fe (Sv Bq^{-1})

Tejido	LUDEP	ICRP 69
Bazo	4,9E-10	2,5E-09
Hígado	3,0E-10	7,3E-10
Médula roja	9,5E-11	1,1E-09
Superficie de hueso	7,5E-11	6,0E-10
Tiroides	9,1E-11	8,6E-11

^{90}Sr:

Los coeficientes de dosis calculados con el nuevo modelo metabólico (ICRP 67) resultan prácticamente iguales a los calculados con el modelo de la Publicación 30. Sin embargo, el modelo metabólico de los elementos alcalinos térreos cambió substancialmente. La publicación 30 de la ICRP describe la absorción en hueso de estos elementos en base a un depósito inicial en superficie con un pasaje posterior a volumen. El modelo actual incorpora reciclado entre el tejido óseo y plasma y también entre superficie y volumen, tanto en hueso cortical como en el trabecular.

En la tabla 3 se comparan las dosis equivalentes comprometidas, $H_T(50)$, en distintos tejidos para el caso de ingestión. No aparecen diferencias significativas en las dosis equivalentes comprometidas en los distintos órganos de retención sistémica. La mayor diferencia se da en el caso de superficie de hueso, donde el incremento en la dosis equivalente comprometida es del 5%.

Tabla 3: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{90}Sr (Sv Bq^{-1}).

Tejido	LUDEP	ICRP 67
Hígado	1,4E-09	6,6E-10
Médula roja	1,8E-07	1,8E-07
Superficie de hueso	3,9E-07	4,1E-07
Tiroides	1,4E-09	6,6E-10

^{99}Mo:

Los coeficientes de dosis calculados con el nuevo modelo de retención sistémica (ICRP 67) resultan ligeramente menores que los calculados con el modelo de la publicación 30. Esto se debe a una menor transferencia a hígado y hueso (25% y 10%) respectivamente, lo que reemplaza a los anteriores porcentajes de distribución en esos órganos de 30% y 15%. Lo que aumenta en el nuevo modelo es el depósito en “otros tejidos”, lo que da una dosis mayor en músculo y tiroides por ejemplo (Tabla 4).

Tabla 4: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{99}Mo (Sv Bq^{-1}).

Tejido	LUDEP	ICRP 67
Hígado	3,2E-09	2,8E-09
Médula roja	6,9E-10	6,1E-10
Músculo	2,2E-10	2,6E-10
Superficie de hueso	2,0E-09	1,0E-09
Riñón	3,1E-09	3,1E-09
Tiroides	2,0E-10	2,5E-10

^{131}I:

Los coeficientes de dosis calculados con el nuevo modelo metabólico (ICRP 56) resultan menores que los calculados con el modelo de la publicación 30. El $T_{1/2}$ biológico en tiroides pasa a ser 80 días en vez de 120, pero esto no influye para el ^{131}I que tiene un $T_{1/2}$ físico de 7,5 días. Las dosis recibidas por otros tejidos distintos de la tiroides, son menores con el modelo del ICRP 56, como se puede ver en la tabla 5.

Tabla 5: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{131}I (Sv Bq^{-1})

Tejido	LUDEP	ICRP 56
Hígado	7,6E-11	4,7E-11
Médula roja	1,4E-10	1,0E-10
Superficie de hueso	1,5E-10	1,3E-10
Tiroides	4,3E-07	4,4E-07

^{238}U:

Los coeficientes de dosis calculados con el nuevo modelo de retención sistémica (ICRP 69) resultan menores que los calculados con el modelo de la publicación 30. Aproximadamente la mitad para el caso de tipo F y un orden de magnitud para los tipos M y S. Las dosis equivalentes en médula roja y en superficie de hueso, que son los tejidos que más aportan a la dosis efectiva, resultan menores cuando se calculan con el modelo del ICRP 69 (Tabla 6).

Tabla 6: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{238}U (Sv Bq^{-1})

Tejido	LUDEP	ICRP 69
Hígado	9,5E-09	9,6E-08
Médula roja	2,7E-07	7,5E-08
Pulmón	9,5E-09	2,5E-08
Superficie de hueso	4,1E-06	7,1E-07

^{239}Pu:

A pesar de los significativos cambios en los modelos de retención sistémica de los actínidos, los coeficientes de dosis casi no se ven afectados. Los calculados con el nuevo modelo (ICRP 67) resultan ligeramente menores que los calculados con el modelo de la publicación 30. Donde sí se observan diferencias es en las dosis equivalentes comprometidas a órganos particulares (Tabla 7).

Tabla 7: Comparación de $H_T(50)$, calculadas con el LUDEP y según el ICRP 68, para el caso de ingestión aguda de 1Bq de ^{239}Pu (Sv Bq^{-1})

Tejido	LUDEP	ICRP 69
Hígado	3,1E-07	4,0E-06
Médula roja	1,4E-07	8,9E-07
Superficie de hueso	1,8E-06	1,8E-05

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. “Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection”. Annals of the ICRP (1994) (ICRP 66).

3. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. “Limits for Intakes of Radionuclides by Workers”. Annals of the ICRP (1979); (ICRP30).

4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1”. Annals of the ICRP (1990) (ICRP56).

5. 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. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3”. Ingestion Dose Coefficients. Annals of the ICRP (1995) (ICRP 69).

7. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. “Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers”. Annals of the ICRP (1995); (ICRP 68).

Programa de intercomparación de dosímetros personales en la República Argentina

Gregori, B.N.; Papadópulos, S.B. y Kunst, J.J.

Publicado como PI-12/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

PROGRAMA DE INTERCOMPARACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES EN LA REPÚBLICA ARGENTINA[1]

Gregori, B.N; Papadópulos, S.B. y Kunst, J.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Durante el transcurso del año 1997 se llevó a cabo en Argentina, auspiciado por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) el tercer ejercicio de intercomparación de laboratorios de dosimetría personal.

Los dosímetros fueron irradiados en haces con condición de incidencia normal de radiación X, calidad ISO W60, W110, W200 y fuentes de Cs-137 y Co-60. Las irradiaciones se hicieron en aire libre y en fantoma con el propósito de estudiar la capacidad de evaluar el comportamiento en función del kerma en aire libre y de la dosis equivalente personal, Hp(10). Con el fin de conocer la posibilidad operativas de cada laboratorio de determinar dosis bajas y altas se irradió un dosímetro a 0.30mSv y otro a 20 mSv.

Sobre un total de 19 laboratorios en todo el país participaron 13 (65%) y concretaron la intercomparación 12 (60%) de ellos. Los sistemas de detección dosimétrica estaban basados en film y TLD.

Simultáneamente se realizó una encuesta que permitió conocer el marco de acción de cada laboratorio participante.

En el trabajo se presentan los resultados de la intercomparación para cada laboratorio y el desempeño del mismo de acuerdo a las curvas de criterio de aceptación del ICRP 60 y 35.

INTRODUCCIÓN

En el transcurso del año 1997 se realizó la tercera intercomparación de los servicios de dosimetría personal para radiación gamma con el fin de establecer el desenvolvimiento de los mismos en la determinación de la dosis absorbida y de la dosis equivalente personal.

Los primeros ejercicios de intercomparación a nivel nacional fueron organizados por la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) en los años 1989 y 1991 (1).

En la Argentina existen en la actualidad 21 laboratorios, 11 privados y 10 estatales. En los estatales se puede distinguir entre aquellos que dependen de los Ministerios de Salud provinciales (5), los que se desempeñan en el ámbito de la empresa Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NASA) (2), los pertenecientes a la CNEA (2) y el laboratorio de Dosimetría Física de la ARN (1). Este último participó del ejercicio de intercomparación a nivel nacional en calidad de laboratorio organizador y testigo.

La Gerencia General de la ARN invitó a todos los servicios de dosimetría personal del país a través de una nota explicativa del ejercicio propuesto, siendo éste de carácter voluntario y cuyos resultados serían identificados por los códigos asignados a cada laboratorio. La nota de invitación fue acompañada por un cuestionario con el fin de censar aspectos tales como, número de usuarios, características del dosímetro en uso, procedimientos de evaluación y el anuncio de un taller sobre la dosis equivalente personal.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

DESCRIPCIÓN DEL EJERCICIO

El ejercicio de intercomparación abarcó irradiaciones en aire libre y sobre fantoma con el fin de evaluar la capacidad de medir en función de la dosis absorbida en aire e instrumentar la aplicación de la dosis equivalente personal.

Se solicitó a cada participante18 dosímetros, 2 de los cuales fueron dosímetros de control "ceros" en todo el proceso.

Los dosímetros fueron irradiados en el Centro Regional de Referencia en Dosimetría (CRR) de la CNEA y en el Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN. Las irradiaciones se realizaron en aire y en fantoma para energías de rayos X en las calidades ISO: W60, W110, W200 y fuentes de ^{137}Cs y ^{60}Co siguiendo las recomendaciones de la ISO 4037 (2).

Las dosis entregadas en aire fueron 0,3 mGy, 1 mGy, 10 mGy, 50 mGy y 120 mGy. En fantoma, 2 mSv y 10 mSv. Las mismas fueron elegidas con el criterio de poder analizar la dosis mínima detectable y el límite máximo de detección del sistema dosimétrico ante la eventualidad de una sobreexposición.

Las dosis de irradiación de referencia fueron constatadas en 1996 en el marco del convenio ARCAL - OIEA - ARN. La verificación de las dosis entregadas por el laboratorio de referencia argentino fueron realizadas por el Physikalish Technische Bundesanstalt (PTB) con el sistema TLD-Pill Box. En esa ocasión el laboratorio de Dosimetría de la ARN se intercomparó con el PTB y obtuvo valores que se apartaron de la referencia por debajo del 4%. Como consecuencia del mismo, se decidió que el laboratorio participara como laboratorio de referencia de las irradiaciones en las subsiguientes intercomparaciones.

El criterio de aceptación aplicado a los resultados es el utilizado por la ISO 14146d (3); está basado en las recomendaciones del ICRP-60 (4) y del ICRP-35 (5).

Se han considerado como válidos los resultados informados incluídos dentro de los límites establecidos por la siguiente expresión,

$$1.5\left[1-\frac{2\mathrm{Ho}}{\mathrm{Ho}+\mathrm{Hr}}\right] \leq \frac{\mathrm{Hm}}{\mathrm{Hr}} \leq 1.5\left[1+\frac{\mathrm{Ho}}{2\mathrm{Ho}+\mathrm{Hr}}\right]$$

donde, Hr es el valor de dosis verdadero convencional dado por el CRR, siendo el kerma en aire libre (Ka) para las irradiaciones en aire libre y Hp(10) para las irradiaciones con fantoma. Hm es el resultado informado por cada laboratorio participante. Ho es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante (se asume 0,2 mSv según ISO 14146d).

RESULTADOS

Respondieron a la invitación enviando dosímetros el 65% de los laboratorios y completaron la intercomparación el 60%. Los participantes pertenecían: al ámbito privado el 33% y al estatal el 67%. Usan TLD el 42% y film el 58%.

Los resultados enviados fueron analizados en función de la curva de aceptación. Los gráficos 1 y 2 muestran los resultados para las irradiaciones en aire libre; los gráficos 3 y 4 son los correspondientes a fantoma. No se graficaron los resultados de los laboratorios L8 y L10 por estar fuera de la curva de aceptación en un factor 12.

CONCLUSIONES

El desempeño de los laboratorios que utilizan TLD ha sido superior al de los que usan film. En aire libre, TLD ha obtenido el 98% de aciertos mientras que film el 66%. En fantoma 100% para TLD, 57% para film. Sin embargo se observa al analizar el desempeño general de algunos laboratorios que utilizan film (L1 y L7) que es posible obtener una buena exactitud con ese tipo de dosímetro.

La complejidad del dosímetro no afecta significativamente la exactitud del resultado. Los dosímetros con un diseño muy simple (L2 y L4) han tenido tan buen desempeño como (L5 y L11) y mucho mejor que (L3 y L9).

La capacidad de un sistema de dosimetría de discriminar energía no está asociada con la exactitud del resultado.

El 55% de los laboratorios que respondieron al cuestionario no informó el procedimiento de evaluación de la dosis.

Las posibles razones por las que existen laboratorios con resultados fuera de la curva de aceptación se identifican en la calibración y en el desconocimiento del algoritmo de respuesta.

Del cuestionario se evidenció una buena concordancia entre los resultados obtenidos por los laboratorios y las prestaciones declaradas. Por ejemplo el laboratorio L8 tiene un desenvolvimiento general deficiente, el porcentaje de aciertos es 45% en aire libre, sin embargo los valores medidos correctamente, corresponden a las energías en las que el laboratorio declara calibrar sus dosímetros y en el rango en que presta su servicio. De todos modos se pone de manifiesto que no cuenta con calibraciones con fantoma y por lo tanto no reconoce las variaciones energéticas que éste introduce.

El ejercicio de intercomparación ha puesto de manifiesto la existencia de laboratorios cuyas determinaciones dosimétricas están alejadas de los valores de referencia y muestran la necesidad de un rentrenamiento del personal a cargo de los mismos.

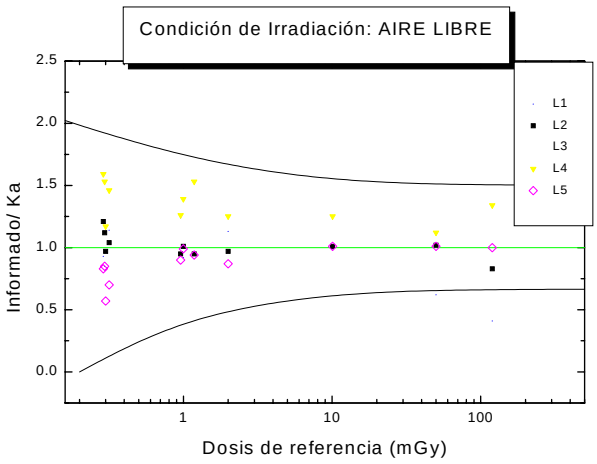


Gráfico 1

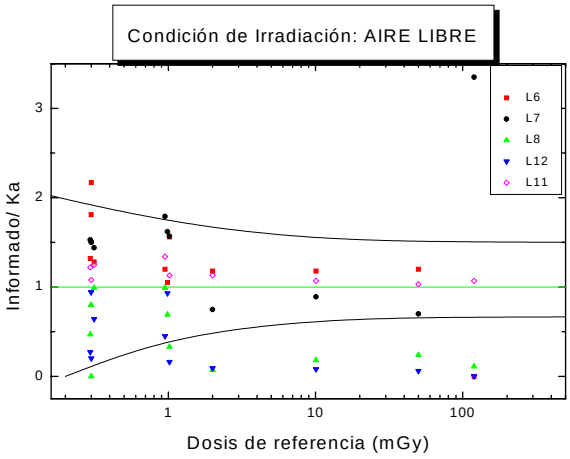


Gráfico 2

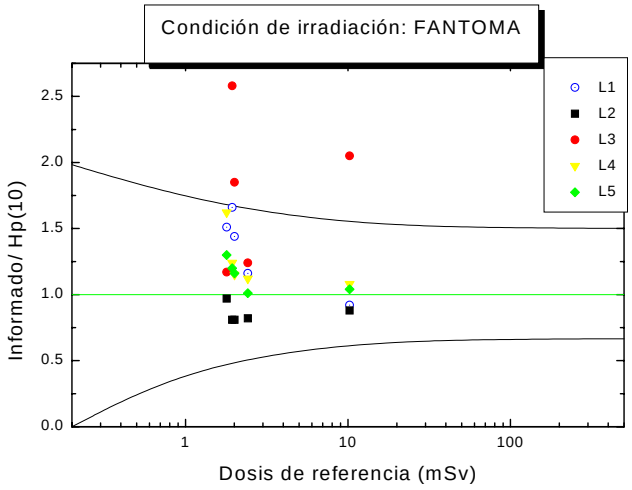


Gráfico 3

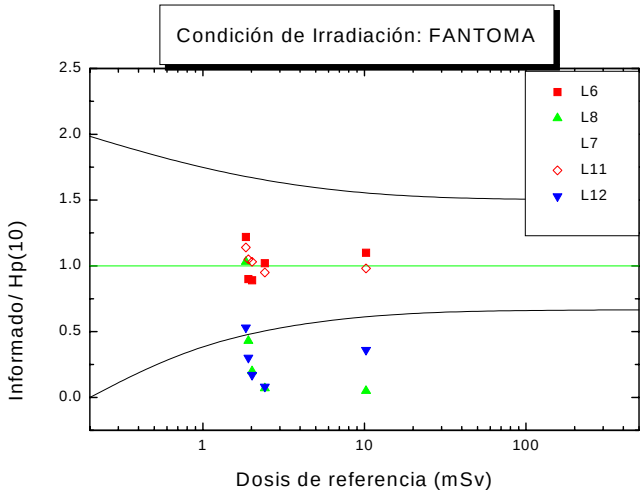


Gráfico 4

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer a los miembros del Centro Regional de Referencia de la República Argentina, M. Saraví, C. Linder, G. Montaño y P. Alvarez por su inestimable colaboración en la ejecución del ejercicio de intercomparación y a D. Tellería por sus aportes en la evaluación del mismo.

REFERENCIAS

1. Massera, G. E.; Spano, F. Personnel Dosemeter Intercomparison in Argentina. Radiation Protection Dosimetry. Vol 30 No 4 pp 271-274 (1990).

2. Reference Photon Radiations: Calibration of area and personal dosemeters and the determination of their response as a function of photon energy and angle of incidence . International Standarization Organization ISO 4037.1995.

3. Criteria and Performance Limits for Periodic Testing of External Individual Dosimetry for X and Gamma Radiation. International Standarization Organization ISO 14146d. 1996.

4. General 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP reporte 60. Pergammon Press. 1990.

5. General Principles of Monitoring for Radiation Protection Workers. International Commission on Radiological Protection. ICRP reporte 35 Pergammon Press. 1975.

Primer ejercicio de intercomparación en el marco del programa de investigación coordinado del OIEA sobre intercomparación regional de dosimetría personal

Massera, G.E.; Papadópulos, S.B.;
Gregori, B.N.; DaSilva, T. y Griffith, R.

Publicado como PI-13/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

PRIMER EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN EN EL MARCO DEL PROGRAMA DE INVESTIGACIÓN COORDINADO DEL OIEA SOBRE INTERCOMPARACIÓN REGIONAL DE DOSIMETRÍA PERSONAL[1]

Massera, G.E.*; Papadópulos, S.B.*; Gregori, B.N.*; DaSilva, T. ** y Griffith, R.***

* Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina
** Comissao Nacional de Energía Nuclear de Brasil
*** Organismo Internacional de Energía Atómica

RESUMEN

Durante los días 7 y 11 de octubre de 1996, se realizó en la ciudad de Buenos Aires, Argentina, la primer Reunión del Programa de Investigación Coordinado del OIEA sobre Intercomparación Regional de Dosimetría Personal para América Latina. En ella participaron nueve representantes de laboratorios de referencia y de dosimetría personal de la región.

Se trataron aspectos esenciales de la dosimetría personal relacionados con: la aplicación de la magnitud dosis equivalente personal, Hp(d) y la implementación de ejercicios de intercomparación como medio para establecer la calidad de las estimaciones de dosis.

En la reunión los especialistas realizaron presentaciones sobre la interpretación de la definición de la magnitud H(p) y los aspectos prácticos de su implementación. Entre ellos, la respuesta y calibración de los dosímetros personales conforme a las indicaciones de las normas ISO como asi mismo el método de intercomparación, procedimiento y organización de estos eventos. A continuación se llevó a cabo el primer ejercicio de intercomparación en el cual los participantes colaboraron en los preparativos e irradiaciones de dosímetros personales.

INTRODUCCIÓN

Los ejercicios de intercomparación han demostrado ser una herramienta útil a la hora de establecer la capacidad de medición y la calidad de los resultados emitidos por los laboratorios de servicio de dosimetría personal. Asimismo por su calidad de indicadores del desempeño del laboratorio forman parte habitual de los procedimientos para acreditación de los mismos.

En la historia reciente de esta actividad algunos países han implementado extensos programas de acreditación, donde los ejercicios periódicos de intercomparación juegan un rol fundamental.

En Latinoamérica, en el marco del Programa ARCAL I se han realizado dos ejercicios consecutivos de intercomparación entre los años 1985/86 organizados por Chile y en 1991 organizado por Brasil.

A nivel nacional Brasil y Argentina realizan periódicamentre programas de intercomparación de los laboratorios de dosimetría externa privados y estatales.

Por otra parte los ejercicios de intercomparación han sido utilizados por el OIEA como un medio efectivo de lograr la armonización en la aplicación de las magnitudes y unidades internacionalmente recomendadas en dosimetría externa con fines de protección radiológica (1).

Así durante el programa de intercomparación internacional ejecutado a partir de 1988 el aspecto primario en ese contexto fue demostrar la viabilidad de la medición de las magnitudes

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

operacionales de dosis equivalente introducidas por ICRU (2) con los márgenes de aceptación recomendados.

El mismo concepto fue aplicado en la organización de este Programa de Intercomparación Regional para América Latina iniciado en 1996. En este caso se consideró la conveniencia de que laboratorios de referencia secundaria fueran los participantes activos. Claramente se pretendió que los mismos se involucrasen en la ejecución de los ensayos de respuesta así como en las calibraciones rutinarias en términos de Hp(d) y en la realización periódica de ejercicios de intercomparación de dosimetría personal.

El presente trabajo describe el desarrollo del primer ejercicio y los resultados obtenidos por los participantes en función de Hp(10, 0º).

Se entregó a cada participante un juego de fantomas, construidos según normas ISO, para cuerpo entero y extremidades (dedos y antebrazo).

VERIFICACIÓN

Las dosis de irradiación de referencia fueron constatadas previamente a la realización del ejercicio.

El Instituto Physikalish Technische Bundesanstalt (PTB), de Alemania, verificó la calidad de las dosis entregadas por el Centro Regional de Referencia en Dosimetría (CRR) de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) utilizando el sistema de medición “TLD-Pill box”. En esta circunstancia se incluyeron también dosímetros provistos por los laboratorios de dosimetría externa de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina y el Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD), Brasil. Los resultados obtenidos en ambos modos de irradiación y para las distintas calidades, muestran que los valores informados no difieren en más del 4% para aire libre y en más del 7% para fantoma con respecto a los valores de referencia.

DESARROLLO DE LA REUNIÓN

A la reunión asistieron nueve laboratorios de la región. Participaron los laboratorios secundarios de Argentina, Brasil, Chile, Guatemala, Uruguay y Venezuela y los laboratorios de dosimetría externa oficiales de Cuba, Bolivia y Perú.

La reunión se llevó a cabo en las instalaciones de la ARN y en el CRR de la CNEA.

En el transcurso de la misma se brindaron conferencias a cargo de especialistas internacionales, como el Dr. Dan Beninson y el Dr. R. Griffith sobre aspectos filosóficos de la radioprotección y los programas de intercomparación auspiciados por el OIEA, respectivamente.

En los laboratorios se clarificaron interpretaciones acerca de la aplicacion operativa de la magnitudes ICRU de monitoreo individual. En la realizacion del primer ejercicio de intercomparación del Programa, en el cual se aplicaron los conceptos y definiciones introducidas en las charlas, se contó con la activa participación de sus integrantes.

EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN

A efectos de llevar adelante el primer ejercicio del Programa, se solicitó a los concurrentes que trajesen un lote de dosímetros personales habitualmente utilizado por un laboratorio de dosimetría externa del país.

Los dosímetros fueron expuestos en aire libre y sobre fantoma de cuerpo entero en el CRR, utilizando haces de rayos X y ^{60}Co y en el Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN para ^{137}Cs según las calidades establecidas por las normas ISO de la serie 4037(3).

Los participantes debieron colaborar en la organización de las secuencias de irradiación y los procesos de montaje en las distintos modos ensayados, aire libre y fantoma. Esto permitió una efectiva participación en la organización y desarrollo experimental del ejercicio de intercomparación.

Las calidades de radiación empleadas fueron tomadas de la serie de espectros anchos; W60, W110 y W200 para rayos X, Cs-1237 y Co-60 para radiación gamma.

Las dosis de referencia empleadas se ubican en una banda entre 0,50 mGy y 90 mGy para la condición de aire libre y en un rango de 1 mSv a 20 mSv para la condición fantoma. Las mismas fueron elegidas con el criterio de poder analizar la dosis mínima detectable y el límite máximo de detección del sistema dosimétrico ante la eventualidad de una sobreexposición.

RESULTADOS

En los gráficos 1 y 2 se muestran los resultados para el conjunto de laboratorios según el modo de irradiación. Dado que los mismos son confidenciales, los laboratorios fueron identificados con letras.

Los límites de aceptación son los sugeridos en las publicaciones del ICRP (4) y (5).

El criterio de aceptación aplicado a los mismos es el utilizado por la ISO 14146d (6) está basado en las recomendaciones del ICRP-60 y del ICRP-35.

Se han considerado como válidos los resultados informados incluidos dentro de los límites establecidos por la siguiente expresión,

$$1.5\left[1-\frac{2\mathrm{Ho}}{\mathrm{Ho}+\mathrm{Hr}}\right] \leq \frac{\mathrm{Hm}}{\mathrm{Hr}} \leq 1.5\left[1+\frac{\mathrm{Ho}}{2\mathrm{Ho}+\mathrm{Hr}}\right]$$

donde, Hr es el valor de dosis verdadero convencional dado por el CRR, siendo el kerma en aire libre (Ka) para las irradiaciones en aire libre y Hp(10) para las irradiaciones con fantoma. Hm es el resultado informado por cada laboratorio participante. Ho es el límite inferior de respuesta a dosis del sistema participante (se asume 0,2 mSv según ISO 14146d).

Todas las irradiaciones efectuadas de los dosímetros personales de los participantes fueron acompañadas con dosímetros TLD aportados por el laboratorio de la ARN para constatación y verificación de la dosis aplicada en cada caso.

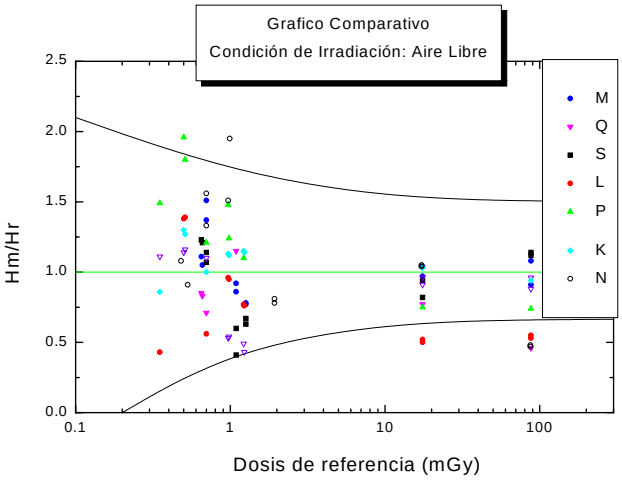


Gráfico 1

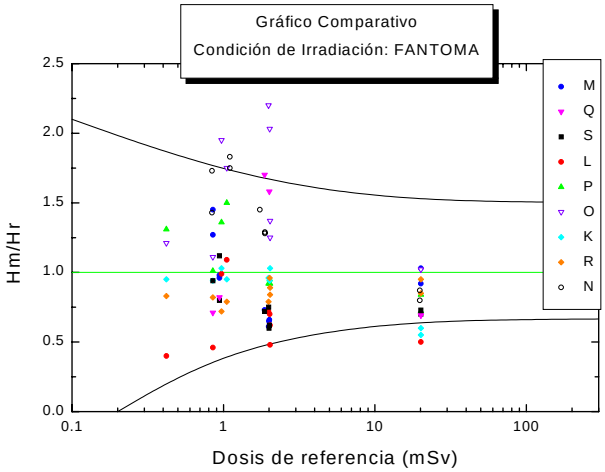


Gráfico 2

CONCLUSIONES

El encuentro se caraterizó por la excelente dedicación y esfuerzo puesto de manifiesto por los participantes en clarificar y resolver los distintos aspectos relacionados con las definiciones y aplicaciones de las magnitudes dosimetricas como asi mismo por el entusiasmo brindado en llevar adelante el ejercicio de intercomparación.

Con respecto a los resultados obtenidos en la comparación de las evaluaciones de dosis reportadas por cada laboratorio participante, se destacan los siguientes hechos:

a) Del total de resultados informados, están dentro de la región de aceptación, el 92% y el 88% de los irradiados en aire libre y fantoma respectivamente.

b) Tomando como pauta que un buen desempeño de un laboratorio es logrado cuando el mismo informa correctamente al menos un 90% de las dosis evaluadas ubicadas dentro de los límites establecidos por las curvas de aceptación, los laboratorios L y N para las irradiaciones en

aire libre y los laboratorios L, N, O, K para las irradiaciones con fantoma no cumplen este requisito.

c) Los laboratorios O, K, S y M han tenido sus resultados dentro de la región de aceptación en un 100% para las irradiaciones en aire libre, mientras que los laboratorios M, S, P y R lo han logrado en las irradiaciones realizadas con fantoma.

d) El laboratorio (R) sólo participó en irradiaciones sobre fantoma ya que su laboratorio informa en esa modalidad.

e) La precisión y el buen ajuste a los valores de referencia obtenidos en los resultados de la verificación de las dosis para las diferentes calidades garantizaron las dosis de referencia durante la intercomparación.

Finalmente se concluye que, en términos generales el taller ha resultado altamente provechoso, tanto por haber difundido entre los miembros de laboratorios secundarios las magnitudes de aplicación en protección radiológica como por la experiencia recogida en organizar y ejecutar un ejercicio de intercomparación. Del mismo modo se ha puesto de manifiesto los beneficios de las intercomparaciones al contribuir al mejoramiento del desempeño de los laboratorios.

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer a los miembros del Centro Regional de Referencia de la República Argentina, M. Saravi, C. Linder, G. Montaño y P. Alvarez por su inestimable colaboración en la ejecución del ejercicio de intercomparación.

REFERENCIAS

1. Intercomparison of radiation dosimeters for individual monitoring. IAEA-TECDOC-704. 1993.

2. Determination of dose equivalent resulting from external radiation sources. ICRU Report 39. Bethesda, MD 1985.

3. Reference photon radiations: Calibration of area and personal dosemeters and the determination of their response as a function of photon energy and angle of incidence. International Standarization Organization(ISO) 4037.1995.

4. General Principles of Monotoring for Radiation Protection Workers. International Commission on Radiological Protection (ICRP) Publicación 35, Pergamon Press (1975).

5. General 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP reporte 60. Pergamon Press (1990).

6. Criteria and Performance Limits for Periodic Testing of External Individual Dosimetry for X and Gamma Radiation. ISO 14146d.1996.

Determinación de radón por adsorción en carbón activado y medición por centelleo líquido

López, F.O. y Canoba, A.C.

Publicado como PI-14/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DETERMINACIÓN DE RADÓN POR ADSORCIÓN EN CARBÓN ACTIVADO Y MEDICIÓN POR CENTELLEO LÍQUIDO[1]

López, F.O. y Canoba, A.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se ha optimizado y calibrado un método pasivo para la determinación de la concentración de radón. El sistema detector consiste en un vial de centelleo conteniendo carbón activado, una barrera difusora y gel de sílice. Posteriormente, el radón adsorbido es medido en un equipo de centelleo líquido. Se ha probado la respuesta del detector frente a los efectos de la humedad ambiente y del tiempo de exposición. Se ha logrado que este detector sea independiente de la humedad ambiente hasta 7 días de exposición. El método fue comparado con detectores electrets (U.S. EPA) con resultados muy satisfactorios.

Las ventajas de esta técnica son su simplicidad, bajo costo, bajo límite de detección, su total automatismo en la medición y la independencia de la humedad para medir en un amplio rango de concentraciones de radón.

INTRODUCCIÓN

El radón 222 es la fuente más importante de radiación natural. Se ha estimado que el radón 222 y sus descendientes de período corto contribuyen con las tres cuartas parte de la dosis efectiva anual recibida por el hombre de fuentes terrestres naturales, y es responsable de aproximadamente la mitad de la dosis recibida de la totalidad de las fuentes (1). Debido a esto, es importante el control de los niveles de concentración de radón 222 en todos los lugares donde se desarrollan actividades humanas.

Distintas técnicas han sido desarrolladas para estudiar la concentración de gas radón en aire, entre otras cabe mencionar: detectores termoluminiscentes (2), detectores de trazas nucleares (3) y detectores electrets (4).

En los últimos años**,** mucho se ha trabajado en la medición de radón por adsorción en carbón activado (5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13). En la mayoría de los casos se mide la cantidad de radón 222 adsorbida mediante el decaimiento gamma del bismuto 214, uno de los descendientes del radón 222.

El propósito de este trabajo es optimizar y calibrar un método para la determinación de la concentración de radón 222 en aire, mediante la adsorción en carbón activado y la posterior medición en un contador de centelleo líquido (14), del decaimiento alfa-beta de los descendientes de período corto del radón 222, una vez alcanzado el equilibrio.

El vapor de agua es el factor predominante que interfiere en la adsorción del radón 222 en el carbón activado (15, 16). Este aspecto es muy importante para nosotros ya que en gran parte de Argentina la humedad ambiente alcanza valores muy elevados. Para disminuir los efectos de la humedad se utilizaron barreras de difusión y distintos tipos de desecantes.

La ventaja de esta técnica es la de ser completamente pasiva, de muy bajo costo, mayor eficiencia y menor límite de detección frente a la espectrometría gamma. Finalmente, este método de medición es completamente automático y completamente independiente de la humedad ambiente hasta 7 días de exposición.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

MATERIALES Y MÉTODOS

Diseño del detector

El dispositivo utilizado para medir la concentración de radón en aire está constituido por un vial de vidrio, de bajo contenido de potasio 40, de 20 ml de volumen. En él, se colocan 2 g de carbón activado tipo Norit RKJ 1,5, una barrera difusora de 1cm de espesor de espuma de poliuretano y, sobre ésta, 4 g de gel de sílice, para el control de la humedad. Previamente el gel de sílice y el carbón activado fueron desecados en estufa a 120ºC, durante 3 horas.

Las proporciones empleadas de los distintos materiales en el dispositivo son el resultado de un estudio realizado para optimizar la capacidad del carbón para adsorber radón. Con el objetivo de reducir la tasa de adsorción/desorción de radón entre el ambiente y el carbón, mejorando la capacidad de integración hasta 7 días, se colocó una barrera difusora entre el lecho de carbón y el agente desecante.

El muestreo consiste en exponer el vial abierto en el lugar a ser monitoreado, durante un tiempo determinado, para que el radón se adsorba en el carbón activado. Una vez que finaliza el muestreo se tapa el vial. En el laboratorio, se saca la tapa del vial y se procede a retirar tanto el gel de sílice como la membrana difusora. Se agregan 10 ml de la solución centelladora y el vial es sellado con un adhesivo siliconado. En este trabajo la solución centelladora utilizada fue preparada disolviendo 5 g de PPO (2,5-Difeniloxazol) y 0,05 g de POPOP (2,2- para-Fenilen-bis (5-feniloxazol)) en 1 litro de tolueno. Tanto el tolueno como los centelladores utilizados son “grado centelleo”. Luego se procede a agitar vigorosamente el vial para favorecer la desorción desde el carbón activado. A continuación, el vial es centrifugado durante 5 minutos a 2000 r.p.m**.** El vial cerrado es dejado como mínimo durante 6 horas para permitir tanto el equilibrio químico como radiológico y finalmente, el vial es medido en un equipo de centelleo líquido de bajo fondo (Packard Tri-Carb 2550 LL).

Calibración

La calibración del método se llevó a cabo utilizando una cámara de referencia de un metro cúbico de volumen, construida en acrílico, que contiene mineral de uranio, como fuente de gas radón. La temperatura, la humedad y la concentración de radón en el interior de la cámara son controladas y monitoreadas en forma continua. La concentración de radón 222 es determinada mediante cámaras de centelleo (17), y es contada en un contador de celdas de centelleo (Ludlum 2200).

Con el fin de evaluar el efecto de la humedad ambiente en la respuesta de los detectores, se llevaron a cabo una serie de pruebas dentro de la cámara de referencia. Los detectores fueron expuestos por quintuplicado a tres valores de humedad diferentes, 30%, 50% y 80% (valores estos representativos de humedad baja, media y alta). La humedad fue mantenida constante dentro de la cámara durante cada experiencia. Para deshumidificar el recinto, se hizo circular el aire a través de un circuito formado por columnas que contienen gel de sílice y para humidificarlo se evaporó agua dentro de la cámara. La humedad fue medida con un higrómetro. Todas las experiencias se llevaron a cabo con temperatura constante (20-22°C), durante períodos de 17 a 170 horas.

Los monitores expuestos fueron procesados y medidos según la técnica descripta. Para elaborar la curva de calibración alrededor de 60 viales fueron expuestos para cada valor de humedad.

La ecuación utilizada para calcular el factor de calibración empírico es:

$$F = (t_e \; e \; C_r \; D) / C_n \qquad (1)$$

siendo:
F: factor de calibración ($h.m^{-3}$),
$\mathbf{t_e}$: tiempo de exposición (horas),
e: eficiencia total ($cpm.Bq^{-1}$),
$\mathbf{C_r}$:: concentración de radón 222 de referencia ($Bq.m^{-3}$),
D: corrección debido al decaimiento radiactivo,
$\mathbf{C_n}$: cpm netas, o sea, cpm medidas - cpm del fondo.

El factor de corrección debido al decaimiento radiactivo se expresa como:

$$D = \exp(-\lambda t) \qquad (2)$$

donde:
λ es la constante de desintegración radiactiva del radón 222 y
t es el tiempo desde el punto medio del tiempo de exposición hasta el comienzo del contaje (5).

Una vez hallado el factor de calibración, la concentración de radón de una muestra incógnita se obtiene procediendo de la siguiente manera:

$$C_{rx} = F\, C_n / (t_e\, e\, D) \qquad (3)$$

siendo:
C_{rx}: concentración de radón en la muestra incógnita.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Como resultado de la calibración del sistema se observó que la concentración de radón adsorbida es lineal para todas las condiciones de humedad hasta 7 días de exposición. Esto es debido, fundamentalmente, al efecto conjunto de la barrera difusora y la masa de desecante empleada. Existen detectores muy similares (13) que fueron comercializados 10 años atrás. El hecho es que esos detectores carecen de una barrera difusora y utilizan una cantidad diferente de agente desecante, permitiendo entonces un período de muestreo de solamente 2 días contra los 7 días del detector propuesto. En la Figura1 se observa la recta resultante de la regresión lineal de todos los datos. El valor del coeficiente de correlación de 0,997, indica una excelente respuesta del monitor desarrollado a las variaciones de la humedad.

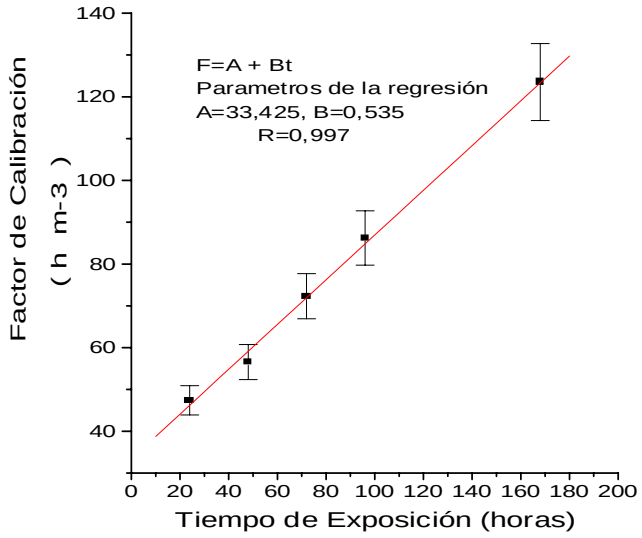


Figura 1
Regresión lineal para 30, 50 y 80% de humedad ambiente

Estimación del error y del límite de detección

El error de la medición puede ser estimado con la siguiente ecuación (10)

$$\textbf{error(2 s)} = 2\,(cpm_m + cpm_f)^{1/2} / (t_m^{1/2}\,(cpm_m - cpm_f)) \qquad (4)$$

siendo:
t_m*:* el tiempo de medición expresado en minutos;
cpm_m y cpm_f las cuentas por minuto medidas durante la determinación y las correspondientes al fondo, respectivamente.

El error calculado para todas las mediciones realizadas estuvo comprendido entre el 5 y el 10%.

El límite de detección ha sido calculado mediante la siguiente expresión:

$$LD\ (Bq\ m^{-3}) = 3\,((cpm)^{1/2} / t_{mf}^{1/2})\ \ F/(t_e\ e\ D) \qquad (5)$$

cpm y t_{mf} son las cuentas por minutos registradas y el tiempo en la medición del fondo**,** respectivamente.

El límite de detección de la técnica desarrollada fue estimado 2 Bq m^{-3}, para un fondo de 24 cpm, 60 minutos de medición, y un tiempo típico de exposición de 72 horas.

Comparación con electrets

Con el objeto de comparar los dispositivos con un método de similares características de tiempo de muestreo y límite de detección, se realizaron pruebas en paralelo. Con este propósito, en 80 casos, los monitores desarrollados y los detectores electrets (4) fueron colocados de a pares en viviendas de la ciudad de Buenos Aires, no solamente con el fin del estudio comparativo sino que también con el objeto de determinar con ambos métodos la dosis debida a la exposición a radón 222 en la ciudad más poblada de Argentina.

En el caso de los valores obtenidos con carbón activado, se observó que en una sola vivienda ambos métodos mostraron un valor de 200 Bq m^{-3}. La totalidad de los valores siguieron una distribución log-normal. La media aritmética fue de 22 Bq m^{-3}, siendo la media geométrica igual a 15 Bq m^{-3}.

En el caso de los valores medidos con detectores electrets, el valor extremo fue de 230 Bq m^{-3}. La media aritmética fue de 23 Bq m^{-3}, siendo la media geométrica de 16 Bq m^{-3}. Estos resultados son muy semejantes a los obtenidos con carbón activado.

Es importante señalar que estos valores son similares a los calculados en una campaña durante 1996 donde se utilizaron detectores de trazas nucleares. En ese caso la media geométrica fue igual a 28 Bq m^{-3} para 100 viviendas analizadas de la misma ciudad. Se puede estimar, entonces, la dosis debida a la exposición al gas radón en Buenos Aires siendo de 0,6 mSv por año con un valor máximo de 5,7 mSv/año. (1)

Para comparar ambos sistemas detectores (carbón activado y electrets), el cociente de los resultados del estudio en paralelo fue calculado. La distribución de frecuencias de los cocientes se muestra en la Figura 2.

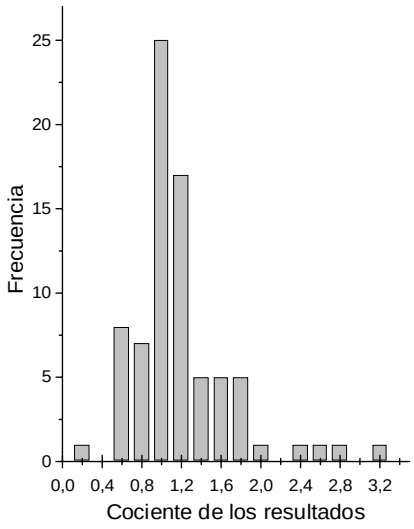


Figura 2
Histograma de la intercomparación entre los detectores electrets
y detectores con carbón activado

En la siguiente tabla se resumen los parámetros característicos

	promedio	**desviación estándar**	**mínimo**	**máximo**
electrets / carbón	1,1	0,5	0,3	3,2

Se puede inferir de la Figura 2 que alrededor del 65% de los casos muestran un cociente entre 0,8-1,2.

Además, ambos tipos de detectores fueron expuestos en paralelo, en 30 casos, en cámaras de calibración con concentraciones de radón 222 que oscilaban en un rango de 500 Bq m^{-3} a 15 000 Bq m^{-3}. Estos resultados se resumen en la siguiente tabla:

	promedio	**desviación estándar**	**mínimo**	**máximo**
electrets / carbón	1,1	0,3	0,7	1,7

Estos valores muestran una buena correlación entre ambos métodos.

CONCLUSIONES

Se ha calibrado y optimizado un método de difusión pasivo para la medición de concentración de radón. Está basado en la adsorción en carbón activado y posterior medición alfa-beta en un contador de centelleo líquido. Es una técnica intermedia entre los métodos inmediatos y los métodos integradores en el tiempo. Posee la ventaja de poder determinar la concentración de radón en aire desde un día a varios días, siendo por lo tanto, un método adecuado para elegir en un monitoreo de campaña.

Debido al uso de la barrera difusora y de una masa adecuada de desecante, se ha podido obtener una única curva del factor de calibración versus el tiempo de exposición, con una muy buena re-

gresión lineal. Esto hace posible contar con una técnica de medición absolutamente independiente de la humedad ambiente.

Los resultados obtenidos al ser comparados con los detectores electrets demuestran una buena correlación. Además, cabe destacar, que ante condiciones de humedad extrema, (95-99%), nuestra experiencia indica que los detectores electrets son inestables.

El monitor desarrollado, además, es de muy pequeño tamaño y poco peso lo que lo hace ideal para los monitoreos a gran escala, ya que es de fácil transporte y distribución. Cuenta además con la ventaja de no requerir de una técnica sofisticada ni de personal especializado para su implementación. Otras ventajas de este método son: su bajo costo debido a los materiales utilizados, que son de uso corriente y de fácil obtención; la automaticidad que da la medición en un equipo de centelleo líquido, su capacidad para medir en un amplio rango de concentraciones de radón y su bajo límite de detección.

REFERENCIAS

1. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR Report to the General Assembly with Scientific Annexes. New York: United Nations; (1993), 45.

2. M.L. Maiello, N.H. Harley, Health Phys., 53, (1987), 301.

3. M. Urban, D.A.C. Binns, J.J. Estrada, KFK 3866, CNEN 1101, (1985).

4. P. Kotrappa, J.C. Dempsey, J.R. Hickey, L.R., Stieff,. Health Phys., 54, (1988), 47.

5. B.L. Cohen, E.S. Cohen,. Health Phys., 45, (1983), 501.

6. A.C George, Health Phys., 46, (1984), 867.

7. H.M. Prichard, K. A Marien, Health Phys., 48, (1985),.797.

8. B.L Cohen, R. Nason, Health Phys., 50, (1986), 457.

9. T. Ren, L. Lin,. Rad. Prot. Dos., 19, (1987), 121.

10. U.S. Environmental Protection Agency. NAREL Standard Operating Procedures for radon-222, Measurement Using Diffusion Barrier Charcoal Canister. Washington D.C: U.S. EPA Office of Radiation Programme; EPA 520/5-90-032; (1990).

11. C. S. Scarpitta, Health Phys., 62, (1992), 576.

12. M. C Schroeder, U. Vanags, C. T. Hess,. Health Phys., 57 vol. 1, (1989), 43.

13. F. Schönhofer, K. Pock, H. Friedmann,. J. Radioanal. Nucl. Chem., 193 Nº 2, (1995), 337.

14. H. M. Prichard, K. Marien,. Anal. Chem., 55, (1983), 155.

15. P. M. Pojer, J. Peggie, R. O' Brien, S. Solomon, K Wise, Health Phys., 58, (1990), 13.

16. C.S Scarpitta, Health Phys., 68, (1995), 332.

17. H.L. Lucas,.Rev. Sci. Instrum., 28, (1957), 680.

18. C.J. Passo, G.T. Cook, Handbook of Environmental Liquid Scintillation Spectrometry, Packard Instrument Company, (1994), 8-5.

Monitoreo ambiental en los alrededores de las centrales nucleares de la República Argentina realizado en los años 1996 y 1997

Canoba, A.C.; López, F.O. y Bruno, H.A.

Publicado como PI-15/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MONITOREO AMBIENTAL EN LOS ALREDEDORES DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE LA REPÚBLICA ARGENTINA REALIZADO EN LOS AÑOS 1996 Y 1997[1]

Canoba, A.C.; López F.O. y Bruno H.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se ha llevado a cabo durante los años 1996 y 1997 el monitoreo ambiental alrededor de las centrales nucleares Atucha I (CNA I) y Embalse (CNE).

Para la selección de los puntos de muestreo, tipos y frecuencias de los mismos se tuvieron en cuenta distintas normas y recomendaciones y dicha selección también se basó en las vías críticas de exposición al hombre.

Los resultados de las mediciones fueron, en general, menores que los límites de detección y las dosis en cada grupo crítico resultaron para el caso de la Central Nuclear Atucha I, menor que $4{,}9 \times 10^{-3}$ mSv en el año 1996 y menor que $4{,}5 \times 10^{-3}$ mSv en el año 1997, y para la Central Nuclear Embalse, menor que $7{,}7 \times 10^{-3}$ mSv en 1996 y menor que $9{,}4 \times 10^{-3}$ mSv en el año 1997. Todos estos valores están muy alejados del límite de dosis establecido por la normativa vigente (1 mSv/año).

INTRODUCCIÓN

El monitoreo ambiental en los alrededores de las centrales nucleares tiene como objetivo primordial la verificación del cumplimiento de las Normas Básicas de Seguridad respecto a la exposición de la población durante la operación de las mismas.

En concordancia con el principio básico de la protección radiológica de mantener la exposición de la población tan baja como sea posible, se permite la descarga limitada de efluentes radiactivos. Estos límites de descarga han sido fijados sobre la base de los modelos de transferencia en el ambiente.

Es por eso, que se considera al monitoreo de efluentes como la principal medida de control. Sin embargo, dicho control debe complementarse con un monitoreo ambiental adecuado.

Dicho monitoreo cumple con la doble función de verificar los resultados del monitoreo de efluentes, así como también permitir la estimación de los parámetros de transferencia aplicables en el cálculo de la exposición del público y la correspondiente dosis. Además, un programa adecuado de monitoreo ambiental es sumamente útil en caso de liberación accidental de productos radiactivos detectados previamente en las descargas.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

Más del 99,9% de los radionucleidos que se generan en las centrales nucleares son retenidos en los tubos de zircaloy (aleación de circonio) que envainan los elementos combustibles, y sólo parte de la fracción restante es liberada al ambiente, junto con los efluentes gaseosos y líquidos.

Los radionucleidos analizados, debido a su importancia radiológica, son, principalmente: productos de fisión (cesio 137, estroncio 90, yodo 131) y productos de activación (tritio y cobalto 60).

Con respecto al criterio empleado para la selección de puntos de muestreo, tipos y frecuencia de los mismos, se tuvieron en cuenta los estudios previos realizados en las zonas, así como también las recomendaciones del ICRP y de las Normas Básicas de Seguridad Radiológica y Nuclear.

Cabe aclarar, que ambos monitoreos realizados por la Autoridad Regulatoria Nuclear son absolutamente independientes de los realizados por las centrales, y sirven como control de los mismos.

PROCEDIMIENTOS, MÉTODOS DE ANÁLISIS Y MEDICIÓN

Se tomaron muestras en diferentes compartimentos de la matriz ambiental de transferencia de radionucleidos. Para las descargas líquidas se tomaron, en el caso de la CNA I, muestras de agua de río, sedimentos y peces, y adicionalmente se realizó el monitoreo del agua potable extraída de pozos cercanos a la central. En el caso de la CNE, que descarga los efluentes líquidos en el lago del mismo nombre, se analizaron muestras de agua de lago, plancton, sedimentos y peces de diferentes especies y agua potable de la red de distribución de la ciudad de Embalse, que se abastece del lago.

Para las descargas gaseosas se tomaron, en el caso de ambas centrales, muestras de alimentos producidos en cada zona, tales como vegetales de distintas especies y leche vacuna, y pasto como indicador de depósito de material radiactivo.

Las mediciones de tritio en agua potable, agua de río y lago se efectuaron, previo acondicionamiento de las muestras, por centelleo líquido en un equipo marca Packard Tri Carb 2550 Low Level.

Para la medición de emisores gamma en muestras de agua de río, lago y agua potable se procedió a la evaporación y concentración de las muestras, y finalmente se midieron por espectrometría gamma en un detector de Ge-hiperpuro de 25% de eficiencia.

Los niveles de estroncio 90, en alimentos, agua potable, lago y río, y peces, fueron determinados por calcinación de las muestras, posterior extracción orgánica del itrio 90 en equilibrio y medición por centelleo líquido de la radiación Cerenkov emitida, en un equipo marca Packard Tri Carb 2550 Low Level.

Se tomaron y analizaron, durante estos dos años, un total de 238 muestras en el caso de la CNA I, 103 en el año 1996 y 135 en 1997; y 472 muestras en el caso de la CNE, de las cuales 242 correspondieron al año 1996 y 230 a 1997.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

La Central Nuclear Atucha I, que posee un reactor de agua a presión, moderado y refrigerado por D_2O, y utiliza uranio natural como combustible, está ubicada en la provincia de Buenos Aires, sobre la margen derecha del río Paraná de la Palmas.

La población, en los alrededores de la zona de la central, es muy pequeña y está formada por núcleos familiares dedicados a la actividad agropecuaria.

Los núcleos habitados más cercanos a la central son la Estación Atucha (300 habitantes), a 7,5 km al oeste y la ciudad de Lima (6700 habitantes) a 8 km al sur. En dirección sudeste, a 20 km, se encuentra la ciudad de Zárate (78 000 habitantes). Estos datos corresponden al Censo año 1991.

Durante los años 1996-1997, la energía eléctrica producida (bruta) fue de 581 MW(e) año.

Se presentan a continuación los valores de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices.

Tabla 1
Valores de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices en la Central Nuclear Atucha I, año 1996

Matriz analizada	Tritio	Cobalto 60	Estroncio 90	Yodo 131	Cesio 137
Agua del río Paraná	< 4,3 Bq/l	< 1,8 x 10^{-3} Bq/l	< 1,3 x 10^{-3} q/l	ND	< 2,3 x 10^{-3} Bq/l
Peces del río Paraná	ND	< 0,04 Bq/kg	0,15 Bq/kg	ND	< 0,04 Bq/kg
Sedimentos del río Paraná	ND	1,9 Bq/kg	ND	ND	< 1,0 Bq/kg
Agua potable (napa)	< 4,3 Bq/l	< 2,6 x 10^{-3} Bq/l	< 1,1 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 3,6 x 10^{-3} Bq/l
Alimentos	ND	ND	< 0,13 Bq/kg	ND	< 0,03 Bq/kg
Leche	ND	ND	< 0,05 Bq/l	< 0,03 Bq/l	< 0,5 Bq/l
Pasto	ND	< 0,8 Bq/m^2	ND	< 0,7 Bq/m^2	< 1,0 Bq/m^2

ND: No determinado

Tabla 2
Valores de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices en la Central Nuclear Atucha I, año 1997

Matriz analizada	Tritio	Cobalto 60	Estroncio 90	Yodo 131	Cesio 137
Agua del río Paraná	11,0 Bq/l	< 1,4 x 10^{-3} Bq/l	9,0 x 10^{-4} Bq/l	ND	< 2,2 x 10^{-3} Bq/l
Peces del río Paraná	ND	< 0,04 Bq/kg	0,16 Bq/kg	ND	< 0,04 Bq/kg
Sedimentos del río Paraná	ND	1,9 Bq/kg	ND	ND	< 0,9 Bq/kg
Agua potable (napa)	< 2,5 Bq/l	< 1,6 x 10^{-3} Bq/l	< 1,2 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 1,9 x 10^{-3} Bq/l
Alimentos	ND	ND	< 0,08 Bq/kg	ND	< 0,04 Bq/kg
Leche	ND	ND	< 0,05 Bq/l	< 0,3 Bq/l	< 0,01 Bq/l
Pasto	ND	< 1,3 Bq/m^2	ND	< 0,8 Bq/m^2	< 0,9 Bq/m^2

ND: No determinado

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

La Central Nuclear Embalse posee un reactor tipo Candu de agua a presión, moderado y refrigerado por D_2O y utiliza uranio natural como combustible. Está ubicada en la localidad de Embalse, provincia de Córdoba, sobre la margen del lago Embalse del Río Tercero. Los núcleos habitados

más cercanos a la central son la localidad de Santa Isabel (615 habitantes) a 4 km, Embalse (6750 habitantes) a 7 km orientación NE, Villa del Dique (2109 habitantes) a 7 km orientación NO, Villa Rumipal (1013 habitantes) a 7 km orientación NO y La Cruz (1290 habitantes) a 9 km orientación SO.

Durante los años 1996-1997, la energía eléctrica producida (bruta) fue de 1179 MW(e) año.

Se presentan a continuación los resultados de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices.

Tabla 3
Valores de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices en la Central Nuclear Embalse, año 1996

Matriz analizada	Tritio	Cobalto 60	Estroncio 90	Yodo 131	Cesio 137
Agua del lago	528 Bq/l	< 1,5 x 10^{-3} Bq/l	< 1,2 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 1,5 x 10^{-3} Bq/l
Peces del lago	ND	< 1,4 x 10^{-3} Bq/l	0,25 Bq/kg	ND	< 0,1 Bq/kg
Sedimentos del lago	ND	< 0,8 Bq/kg	ND	ND	< 1,7 Bq/kg
Plancton	ND	< 2,8 Bq/kg	< 1,4 x 10^{-4} Bq/kg	ND	< 4,0 x 10^{-4} Bq/kg
Agua potable (napa)	405 Bq/l	< 3,8 x 10^{-4} Bq/l	< 1,3 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 4,9 Bq/l
Alimentos	ND	ND	< 0,15 Bq/kg	ND	< 0,05 Bq/kg
Leche	ND	ND	< 0,05 Bq/l	< 0,5 Bq/l	< 0,02 Bq/l
Pasto	ND	< 7,0 Bq/m^2	ND	< 7,5 Bq/m^2	< 17,0 Bq/m^2

ND: No determinado

Tabla 4
Valores de concentración de actividad de los radionucleidos analizados en las distintas matrices en la Central Nuclear Embalse, año 1997

Matriz analizada	Tritio	Cobalto 60	Estroncio 90	Yodo 131	Cesio 137
Agua del lago	446 Bq/l	< 2,5 x 10^{-3} Bq/l	< 1,8 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 2,5 x 10^{-3} Bq/l
Peces del lago	ND	< 0,04 Bq/l	0,24 Bq/kg	ND	< 0,1 Bq/kg
Sedimentos del lago	ND	< 1,5 Bq/kg	ND	ND	< 0,8 Bq/kg
Plancton	ND	< 2,4 Bq/kg	< 1,2 x 10^{-4} Bq/kg	ND	< 3,0 x 10^{-4} Bq/kg
Agua potable (napa)	444 Bq/l	< 2,2 x 10^{-3} Bq/l	< 4,0 x 10^{-3} Bq/l	ND	< 3,5 x 10^{-3} Bq/l
Alimentos	ND	ND	< 0,10 Bq/kg	ND	< 0,03 Bq/kg
Leche	ND	ND	< 0,04 Bq/l	< 0,4 Bq/l	< 0,01 Bq/l
Pasto	ND	< 7,0 Bq/m^2	ND	< 5,0 Bq/m^2	< 14,0 Bq/m^2

ND: No determinado

INTERPRETACIÓN DE LOS RESULTADOS Y CONCLUSIONES

El significado radiológico de los resultados obtenidos a partir del monitoreo ambiental realizado en los alrededores de las centrales nucleares se determina mediante la estimación de las dosis en los miembros del público. Las dosis se calculan para el individuo promedio del grupo crítico, suponiendo que todos los productos alimenticios que consumen son de producción local.

En la CNA I, los resultados de las mediciones fueron menores que los límites de detección, excepto algunas determinaciones de estroncio que son atribuibles al fallout residual, producto de la pruebas de armas nucleares realizadas en el pasado. Se calculó una cota superior para la dosis en el grupo crítico, la cual resultó ser menor que $4,9 \times 10^{-3}$ mSv en 1996 y menor que $4,5 \times 10^{-3}$ en 1997. Estos valores se encuentran muy por debajo del límite de dosis anual establecido en la normativa vigente (1 mSv).

En el caso de la CNE no se detectó la presencia de radionucleidos en el ambiente atribuibles al funcionamiento de la central, con excepción del tritio en las muestras de agua del lago Embalse. Los niveles de estroncio hallados, como en el caso de la CNA I, son atribuibles al fallout. La dosis al grupo crítico estimada sobre la base de la exposición a las vías críticas correspondientes a los radionucleidos identificados en las muestras recogidas, resultó menor que de $7,7 \times 10^{-3}$ mSv en el año 1996 y menor que $9,4 \times 10^{-3}$ mSv en 1997. Estos valores, al igual que en el caso de la CNA I, están muy por debajo del límite de dosis anual establecido (1 mSv).

El monitoreo ambiental, como complemento del monitoreo de descargas, indicó que ambas centrales operaron dentro de los márgenes de la normativa vigente para este tipo de instalaciones.

REFERENCIAS

United Nations Scientific Comitee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and effects of ionizing radiation, UNSCEAR Report to the General Assembly with Scientific Annexes. New York: United Nations; (1993).

Mediciones de gas radón en el interior de viviendas de la República Argentina

Canoba, A.C.; Arnaud, M.I.; López, F.O. y Oliveira, A.A.

Publicado como PI-16/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MEDICIONES DE GAS RADÓN EN EL INTERIOR DE VIVIENDAS DE LA REPÚBLICA ARGENTINA[1]

Canoba, A.C.; Arnaud, M.I.; López, F.O. y Oliveira, A.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se ha medido la concentración de gas radón en viviendas de distintas ciudades de la Argentina. Para ello se utilizaron como método de medición detectores de trazas nucleares, detectores electrets y detectores basados en la adsorción de radón en carbón activado.

Se analizaron un total de 1630 viviendas desde 1983 a la fecha. Los casos monitoreados son viviendas en las cuales los materiales de construcción predominantes son el hormigón armado y el ladrillo.

Los valores promedios encontrados en las distintas ciudades no superan los 50 Bq/m^3. Son muy pocos los valores por encima de 200 Bq/m^3 y ninguno de ellos supera los 300 Bq/m^3. El valor promedio de nuestro país es de 33 Bq/m^3, con una media geométrica de 23 Bq/m^3, siendo la dosis anual efectiva de 0,83 mSv.

INTRODUCCIÓN

El gas radón es la fuente de radiación de origen natural que más contribuye a la dosis efectiva recibida por el ser humano Se ha estimado que el radón y los radionucleidos resultantes de su desintegración, contribuyen con las tres cuartas partes de la dosis recibida por el hombre de fuentes terrestres naturales, y aproximadamente con la mitad de la dosis efectiva recibida de la totalidad de las fuentes (1).

El radón emana de todos los suelos en distintos grados y es liberado a la atmósfera. Su presencia en la biosfera se debe a su período de semidesintegración de casi 4 días, lo que le permite emanar de la corteza terrestre y mezclarse con el aire que respiramos. En rigor, la importancia radiológica del mismo se debe a su progenie de período corto, isótopos radiactivos del plomo, del polonio y del bismuto, particulados, que al ser inhalados son retenidos en el tracto respiratorio.

Los niveles promedio de concentración de radón 222 en el aire libre en zonas continentales están en el rango de 1-10 Bq/m^3 (1).

Los factores que influyen en el flujo de radón del suelo al aire (2) son:

1) La concentración de uranio y radio en el suelo y rocas.
2) La capacidad de emanación del sustrato.
3) La porosidad del suelo o roca.
4) Diferencia de presión atmosférica entre las interfases.
5) El grado de saturación de agua.
6) Otras variables.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

La emanación promedio para suelos continentales es de 16 mBq/m^2s (1).

La concentración de radón en el interior de una vivienda depende de la emanación del gas desde el suelo, del contenido del nucleido precursor radio 226 y de la ventilación de la misma. Es de destacar, que si bien una tasa de ventilación reducida en una vivienda o edificio coadyuva a una concentración incrementada de radón y su progenie en el aire, esta situación tiene su origen en una fuente de emanación intensa, como puede ser un suelo rico en radio 226, o materiales de construcción que lo contengan en cantidades significativas.

Han sido desarrolladas distintas técnicas para determinar la concentración de gas radón en el aire, entre otras cabe mencionar, detectores termoluminiscentes (3), método de trazas nucleares (4), detectores electrets (5) y dispositivos basados en la adsorción del gas en carbón activado (6-7).

En este trabajo se presentan los resultados de la determinación de la concentración de radón en viviendas de la República Argentina.

LUGAR Y TIPO DE VIVIENDAS

Las ciudades elegidas de las distintas provincias de Argentina son representativas de las diferentes zonas geológicas de nuestro territorio:

Provincia	Zona geológica
Mendoza	Uranífera
Santiago del Estero	Termal
Corrientes y Chaco	Placa de Brasilia
Córdoba y San Luis	Sierras Pampeanas
Río Negro y Chubut	Andina
Santa Fe	Llanura Pampeana
Buenos Aires	Sedimentario

Los casos analizados son en general viviendas familiares, construidas de diversos materiales, predominando el hormigón armado y el ladrillo, con una amplia variedad de sistemas de ventilación.

MATERIALES Y MÉTODOS

Las determinaciones de radón en viviendas fueron realizadas utilizando detectores pasivos de trazas nucleares, detectores electrets y detectores basados en la adsorción en carbón activado.

Como método integrador en el tiempo se empleó detectores de trazas nucleares que constan de un film de policarbonato (Makrofol) (4). El límite de detección logrado fue de 10 Bq/m^3. Este tipo de detectores mide el valor integrado de la concentración de radón durante un período de aproximadamente tres meses. Se eligió este método por ser el más indicado para tener un valor representativo de la concentración promedio de las viviendas ya que se ha visto que mediciones instantáneas en distintas horas del día y durante el año varían en alto grado de acuerdo a las condiciones de ventilación de la vivienda.

Como métodos de screening se utilizaron detectores electrets (5) y detectores basados en la adsorción en carbón activado (6-7), con el fin de obtener mediciones relativamente rápidas de la concentración de radón. El límite de detección logrado fue de 6 Bq/m^3 para los primeros y 5 Bq/m^3 para los segundos.

En todos los casos analizados se utilizaron detectores de trazas nucleares y en las viviendas de Buenos Aires también se emplearon electrets y detectores de carbón activado.

Los dispositivos fueron calibrados en una cámara de referencia construida en acrílico de $1m^3$ de volumen, en la cual se mantienen condiciones controladas de concentraciones de radón y de sus descendientes; temperatura y humedad.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

La tabla 1 resume los valores de concentración de gas radón promedios encontrados para cada ciudad analizada, indicándose el número de viviendas monitoreadas en cada caso.

Los promedios de las concentraciones de gas radón en las distintas ciudades variaron entre 6 y 49 Bq/m^3 con una media geométrica de 23 Bq/m^3 y un promedio aritmético igual a 33 Bq/m^3. El valor promedio hallado en la ciudad de Resistencia se debe a que, además de haberse medido durante el invierno, se cuenta con pocas muestras debido a que sólo se realizaron, hasta la fecha, dos campañas.

La concentración de radón promedio en el interior de viviendas de distintos países oscila entre los 8,7 Bq/m^3 (viviendas de Australia) y 190 Bq/m^3 (viviendas de Alemania, Sajonia y Turingia), con un promedio ponderado de 40 Bq/m^3 para todos los países considerados (1). Esto demuestra que el promedio medido en Argentina está dentro del rango de valores medidos en otros países.

Tabla 1
Concentración de gas radón en la Argentina

Ciudades muestreadas	Promedio (Bq/m^3)	Número de viviendas
Malargüe	38	186
Mendoza	37	52
General Alvear	45	106
Corrientes	48	109
Buenos Aires	27	336
Resistencia	49	35
Rosario	31	61
San Rafael	28	315
San Luis	32	204
Chubut	33	70
Santiago del Estero	28	62
Bariloche	36	18
Córdoba	6	76
Totales	**33**	**1630**

En la tabla 2 se observan los valores de concentración de radón de la ciudad de Buenos Aires, medidos mediante los detectores electrets. En los 100 casos analizados, se puede observar la relación estacional de la concentración de radón con la temperatura, al estar ésta relacionada con la tasa de ventilación de las viviendas, alcanzando valores máximos en otoño-invierno y valores mínimos en primavera-verano.

Tabla 2 Variación de la concentración de radón con la temperatura en 100 viviendas de Buenos Aires			
Período	**Temperatura promedio (°C)**	**Concentración de radón (Bq/m^3)**	**Número de viviendas**
3º trimestre 1996	13,3	41	23
4º trimestre 1996	21,1	26	21
1º trimestre 1997	23,6	13	20
2º trimestre 1997	15,3	37	36

Con el fin de estimar la dosis en la población argentina debida a la exposición a gas radón en el interior de viviendas, se utiliza el coeficiente de conversión igual a 25 μSv/año por Bq/m^3 (1). Considerando entonces la concentración promedio medida en nuestro país (33 Bq/m^3), la dosis anual efectiva es 0,83 mSv, como resultado de la irradiación de los tejidos del tracto respiratorio por la progenie del gas radón.

Consecuentemente, sobre la base de los resultados obtenidos hasta el momento, se concluye que en Argentina, los niveles de radón en el interior de viviendas se encuentran dentro del rango de valores aceptables para la población.

BIBLIOGRAFÍA

1. UNSCEAR, United Nations Scientific Commitee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and Effects of Ionizing Radiation, 1993.

2. Schery, S.D., Gaeddert, D.H., Factors Affecting Exhalation of Radon from a Gravelly Sandy Loam, J. Geophys. Res., 89, 7299, 1984.

3. George A.C. and Breslin, A.J., Measurements of Environmental Radon with Integrating Instruments, Workshop on Methods for Measuring Radiation in and Around Uranium Mills, Hardward, E.D., Ed. (Atomic Industrial Forum, Washington).1977.

4. Urban M., Binns D.A.C., Estrada, J.J., Radon Measurements in Mines and Dwellings, KfK 3866, CNEN 1101, 1985.

5. Kotrappa P., Dempsey, J.C., Hickey, J.R. and Stieff, L.R., An Electret Passive Environmental ^{222}Rn Monitor Based on Ionization Measurement, Health Physics 54, 1, 47-56, 1988.

6. Cohen B.L. and Cohen E.S., Theory and Practice of Radon Monitoring with Charcoal Adsorption, Health Physics 45, 2, 501-508, 1983.

7. Canoba, A. C., López, F.O., Oliveira, A.A., Determinación de radón por adsorción en carbón activado y medición por centelleo líquido. Seguridad Radiológica, Revista de la Sociedad Argentina de Radioprotección, Nº16, 51-58, 1997.

Determinación del fallout atmosférico en la República Argentina

Canoba, A.C.; López, F.O. y Bruno, H.A.

Publicado como PI-17/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DETERMINACIÓN DEL FALLOUT ATMOSFÉRICO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA[1]

Canoba, A.C.; López, F.O. y Bruno, H.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Con el propósito de estudiar la precipitación radiactiva presente en la República Argentina, debido al ensayo de armas nucleares en la atmósfera realizadas en el pasado, se implementó el muestreo ambiental fuera de la zona de influencia de las instalaciones nucleares de la Argentina durante los años 1996 y 1997.

Se determinaron las concentraciones de cesio 137 y estroncio 90 en muestras de aire, depósito de material radiactivo (agua de lluvia), leche, dieta promedio de un individuo estándar y en alimentos varios. Se realizaron, durante el período mencionado, un total de 630 determinaciones radioquímicas sobre 325 muestras de las diferentes matrices mencionadas.

Se presentan los niveles de concentración de los radionucleidos analizados en las distintas matrices ambientales y se comparan los valores obtenidos en los monitoreos realizados durante el período 1960-1981.

INTRODUCCIÓN

A través de la historia, la humanidad ha estado expuesta a radiación proveniente de fuentes naturales. Sin embargo, en los últimos 50 años, se han desarrollado artificialmente distintos tipos de fuentes de exposición que es importante tener en cuenta para saber como ha variado el nivel de dosis recibido por el hombre. Más aún, el monitoraje de los niveles de fallout continúa actualmente debido al uso extensivo de la tecnología nuclear en todo el mundo, y debido a los riesgos potenciales que surgen de la proliferación nuclear. Debido a estas causas se depositan radionucleidos y es importante evaluar el impacto que se produce sobre el hombre y el medio ambiente.

Con el propósito de estudiar la precipitación radiactiva, se implementó el muestreo ambiental fuera de la zona de influencia de las instalaciones nucleares de la Argentina. En este trabajo se presentan los resultados obtenidos durante 1996 y 1997. Se determinaron los niveles de concentración de cesio 137 y estroncio 90 en muestras de aire, depósito de material radiactivo (agua de lluvia), leche, dieta promedio de un individuo estándar y alimentos varios.

MATERIALES Y MÉTODOS

Las distintas matrices analizadas fueron obtenidas de zonas alejadas y por ello no influidas por las instalaciones nucleares.

El muestreo de aerosoles suspendidos en aire se realizó utilizando filtros absolutos tipo Delbag F, con un caudal de 1 m^3/min. El muestreador se ubicó en el edificio de la sede central de la Autoridad Regulatoria Nuclear en la ciudad de Buenos Aires. La frecuencia de muestreo fue semanal.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

Para evaluar el depósito de material radiactivo, se tomaron muestras de agua de lluvia, que fueron recolectadas en recipientes de paredes altas y con una superficie de 0,12 m^2. Los recipientes de recolección se encuentran ubicados junto a los muestreadores de aerosoles. La frecuencia de muestreo fue trimestral.

También se analizaron distintos tipo de alimentos: frutas, verduras de hoja y de raíz, adquiridas en el Mercado Central de Buenos Aires. La frecuencia de muestreo fue trimestral. Las verduras analizadas fueron: chaucha, zapallito, pimiento, tomate, espinaca, repollo, calabaza, acelga, lechuga y berenjena. El análisis de las diferentes especies estuvo sujeto a la disponibilidad estacional. Las verduras de raíz analizadas fueron: batata, papa, cebolla, zanahoria y remolacha. Las frutas incluidas en el muestreo fueron: kiwi, limón, banana, mandarina, pomelo, manzana, durazno, pera y naranja. Además se adquirió leche en bocas de expendio de la Ciudad de Buenos Aires en forma semanal, realizándose un análisis conjunto trimestralmente.

Se analizaron, también, los distintos componentes de la dieta promedio semanal del comedor del Centro Atómico Ezeiza (CAE), cuya provisión es adquirida de diferentes bocas de expendio de Buenos Aires, siendo, por lo tanto, representativa de una dieta estándar de una persona del Gran Buenos Aires.

Se realizaron, durante 1996 y 1997, un total de 630 análisis y determinaciones radioquímicas, sobre 325 muestras de las diferentes matrices.

La determinación de la concentración de cesio 137 en muestras de leche, verduras, frutas y dieta se realizaron por espectrometría gamma, sobre comprimidos de cenizas de las muestras calcinadas, en condiciones geométricas normalizadas. En el caso del material depositado se midió el producto de la evaporación y los filtros de aire fueron medidos en una geometría normalizada. En todos los casos se utilizaron detectores de germanio hiperpuros de 25% de eficiencia para realizar la medición.

Los niveles de estroncio 90 fueron determinados por calcinación de las muestras, posterior extracción orgánica en HDEHP (2 etil-exil-phosphoric acid) al 10% del itrio 90, reextracción del itrio 90 en medio acuoso y medición por centelleo líquido de la radiación Cerenkov emitida.

RESULTADOS

A continuación, se presentan los niveles de concentración de los radionucleidos analizados en las distintas matrices ambientales durante 1996:

AEROSOLES EN AIRE
Concentración de actividad – año 1996
(μBq/m^3)

Período	cesio 137
Agosto	< 3,1
Setiembre	< 1,0
Octubre	< 0,7
Noviembre	< 2,0
Diciembre	< 1,0

LECHE Concentración de actividad – año 1996 (Bq/l)		
Período	**cesio 137**	**estroncio 90**
1º trimestre	< 0,02	0,09
2º trimestre	< 0,01	0,07
3º trimestre	< 0,01	0,07
4º trimestre	< 0,01	< 0,03

DIETA Concentración de actividad – año 1996 (Bq/kg)		
Período	**cesio 137**	**estroncio 90**
1º trimestre	< 0,025	< 0,08
2º trimestre	< 0,029	0,11
3º trimestre	< 0,026	0,16
4º trimestre	< 0,04	< 0,09

ALIMENTOS* Concentración de actividad – año 1996 (Bq/kg)				
	3º trimestre		**4º trimestre**	
Especie	**cesio 137**	**estroncio 90**	**cesio 137**	**estroncio 90**
Verduras de raíz	< 0,04	0,08	< 0,025	< 0,04
Verduras de hoja	< 0,02	0,07	0,04	0,06
Frutas	< 0,02	0,08	0,015	0,045

Nota: el muestreo fue iniciado en julio de 1996.

*Adquiridos en el Mercado Central de Buenos Aires

A continuación se presentan los niveles de concentración de los radionucleidos analizados en las distintas matrices ambientales, durante 1997:

AEROSOLES EN AIRE Concentración de actividad – año 1997 ($\mu Bq/m^3$)			
Período	**cesio 137**	**Período**	**cesio 137**
Enero	< 3,5	Julio	< 5,3
Febrero	< 2,9	Agosto	< 4,4
Marzo	< 4,8	Setiembre	< 4,2
Abril	< 5,1	Octubre	< 4,1
Mayo	< 3,3	Noviembre	< 5,2
Junio	< 3,4	Diciembre	< 4,8

LECHE Concentración de actividad – año 1997 (Bq/l)		
Período	**cesio 137**	**estroncio 90**
1º trimestre	< 0,01	0,05
2º trimestre	$< 7,0 \times 10^{-3}$	0,03
3º trimestre	$< 8,2 \times 10^{-3}$	0,04
4º trimestre	< 0,013	< 0,05

DIETA Concentración de actividad – año 1997 (Bq/kg)		
Período	**cesio 137**	**estroncio 90**
1º trimestre	< 0,03	< 0,09
2º trimestre	< 0,07	0,17
3º trimestre	< 0,03	< 0,08
4º trimestre	< 0,03	< 0,16

Depósito de actividad – año 1997 (MBq/km^2)		
Período	**cesio 137**	**estroncio 90**
4º trimestre	< 1,6	< 0,5

Nota: el muestreo fue iniciado en octubre de 1997.

ALIMENTOS* Concentración de actividad – año 1997 (Bq/kg)								
Período	**1º trimestre**		**2º trimestre**		**3º trimestre**		**4º trimestre**	
Especie	**cesio 137**	**estroncio 90**	**cesio 137**	**estroncio 90**	**cesio 137**	**estroncio 90**	**cesio 137**	**estroncio 90**
Verduras de raíz	< 0,04	0,08	< 0,03	0,045	< 0,03	0,06	< 0,03	0,09
Verduras de hojas	< 0,03	0,05	< 0,02	0,06	< 0,01	0,04	< 0,02	0,05
Frutas	< 0,02	0,04	< 0,02	0,07	< 0,02	0,08	< 0,035	0,07

*Adquiridos en el Mercado Central de Buenos Aires

CONCLUSIONES

Los valores de cesio 137 en aire fueron en todos los casos menores que el límite de detección, variando entre 5,3 y 0,7 $\mu Bq/m^3$.

Los niveles de depósito de cesio 137 y estroncio 90 hallados durante el monitoraje realizado en 1996 y 1997 resultan un orden de magnitud menor a los analizados en 1980 y representan aproximadamente el 1% del máximo valor encontrado en el año 1964 (83 MBq/km^2 de estroncio 90 y 93 MBq/km^2 de cesio 137) (1). Los valores medidos durante el período 1996-1997 coinciden con valores publicados para determinaciones realizadas en el hemisferio norte (2).

Por otra parte, los valores de estroncio 90 y cesio 137 determinados en alimentos, leche y dieta resultaron un orden de magnitud menor a los determinados en el año 1980 en la Argentina (1) y demás países (3), lo que significa una importante disminución de la exposición del hombre debida a la precipitación radiactiva.

BIBLIOGRAFÍA

1. “Niveles de Cs-137 y Sr-90 en muestras ambientales de la República Argentina”, Bruno, H.; Nollmann, C.; Escribano, T; Jordan, O., CNEA NT 9/81, 1981.

2. “Observations in Kyoto, Japan of Radioactive Fallout from Chinese Atmospheric Nuclear Explosions Tests”, Fujinami, N., High Levels of Natural Radiation, 1996.

3. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR Report to the General Assembly with Scientific Annexes. New York: United Nations; (1993).

Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina y la disposición final de residuos radiactivos

Petraitis, E.J.; Siraky, G. y Novo, R.G.

Publicado como PI-18/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA Y LA DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS[1]

Petraitis, E.J.; Siraky, G. y Novo, R.G.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Este trabajo describe brevemente el encuadre legislativo y regulatorio en el que se realiza la disposición final de los residuos radiactivos en la República Argentina. Las actividades de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y los enfoques aplicados en relación con las inspecciones a las instalaciones, las evaluaciones de seguridad de los sistemas asociados y la colaboración con los organismos internacionales en la materia son también presentados.

1. INTRODUCCIÓN

Actualmente, en la República Argentina hay dos centrales nucleares en operación, Atucha I (KWU, PHWR, 340 MWe) desde 1974 y Embalse (CANDU, 600 MWe) desde 1984. Una tercera, Atucha II (KWU, PHWR, 600 MWe) se encuentra en avanzado estado de construcción. Tres reactores de investigación y tres conjuntos críticos se encuentran en operación.

Existen numerosas instalaciones relacionadas con las primeras etapas del ciclo de combustible, incluyendo la producción de concentrado de uranio y fabricación de elementos combustibles. Las tareas de investigación y desarrollo en el campo nuclear se llevan a cabo principalmente en tres centros atómicos y en el país existen alrededor de 1400 usuarios de material radiactivo, siendo sus actividades relacionadas principalmente con las áreas médica e industrial. En el Centro Atómico Ezeiza, existe en operación una instalación para la disposición final de residuos radiactivos de baja actividad.

Los elementos combustibles usados de las centrales nucleares son transitoriamente almacenados en piletas de decaimiento y en silos secos, dentro de las instalaciones, a la espera de la definición del tratamiento posterior de los mismos. La Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) es la organización gubernamental responsable de la gestión de los residuos radiactivos. La ARN es la responsable del control regulatorio de las actividades nucleares en lo concerniente a la seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física.

2. ESTRUCTURA LEGISLATIVA

Desde1950 hasta 1994 la CNEA fue el organismo regulatorio en el campo de la seguridad radiológica y nuclear, particularmente en aquellos aspectos relacionados con la protección de los individuos y del medio ambiente contra los efectos no deseados de las radiaciones ionizantes, de la seguridad de las instalaciones nucleares y del control del uso de los materiales nucleares.

Como una consecuencia de la evolución de la actividad nuclear en la República Argentina, la independencia funcional de la organización regulatoria frente a otras actividades de la CNEA, se hizo necesaria. En 1994, el Gobierno Nacional decidió que las plantas nucleares de producción fuesen transferidas al sector privado, preservando la función regulatoria y el control de las actividades nucleares en el ámbito estatal. Basado en estas consideraciones, el Poder Ejecutivo transfirió la autoridad para la regulación de las actividades regulatorias de la rama regula-

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

toria de la CNEA al Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN) mediante el Decreto Nº 1540/94. Este decreto también crea la compañía estatal Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NASA), para operar las centrales nucleares, y con el propósito de privatizar sus actividades en un futuro cercano. El decreto establece que la CNEA continúa como una institución de investigación y desarrollo.

Desde la vigencia de este decreto, el ENREN fue el cuerpo regulatorio en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física en todo el territorio nacional.

En abril de 1997 se sancionó la Ley Nº 24.804, denominada “Ley Nacional de la Actividad Nuclear”, la que en su Artículo 7 determina la creación de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). La ARN es la encargada de regular y controlar la actividad nuclear en lo concerniente a la seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física, y adicionalmente prestar asesoramiento al Poder Ejecutivo en los temas de su competencia. La ARN es una entidad autárquica dependiente de la Presidencia de la Nación, con el poder de actuar en el campo de los derechos públicos y privados siendo el organismo sucesor del ENREN.

La “Ley Nacional de la Actividad Nuclear” establece que la CNEA es la organización gubernamental responsable de la gestión de los residuos radiactivos. En este sentido, la ley determina que la definición de un lugar para un repositorio de residuos de radiactivos baja, media y alta actividad es responsabilidad de la CNEA. El sitio debe contar con la aceptación de la ARN en los aspectos de seguridad radiológica y nuclear, y también debe ser aprobado por una ley de la provincia en la cual se propone instalar el repositorio.

3. ESTRUCTURA REGULATORIA

La Ley Nº 24.804, otorga a la ARN facultades para dictar normas, con la finalidad de regular y controlar la actividad nuclear en el territorio nacional. La primera norma regulatoria fue dictada hace 20 años. En el curso del tiempo, el sistema normativo fue incorporando normas relacionadas con la seguridad radiológica y nuclear, y con salvaguardias y protección física de materiales nucleares. El sistema conocido como Normas AR (AR es la abreviatura de Autoridad Regulatoria), actualmente posee 51 normas.

Las normas regulatorias están basadas en un conjunto de conceptos fundamentales, los cuales forman parte de la filosofía sustentada por el sistema regulatorio concerniente con la seguridad radiológica y nuclear, las salvaguardias y la protección física. Los conceptos relacionados con la seguridad radiológica y nuclear, son los siguientes:

Criterios básicos de seguridad radiológica y nuclear: Los criterios fundamentales que sustentan la seguridad radiológica y nuclear han sido aplicados desde hace muchos años y están en concordancia con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (en inglés, ICRP) (principalmente sus publicaciones Nº 26 y Nº 60). Por otra parte la ARN ha contribuido en la formulación de recomendaciones de organismos internacionales (tales como IAEA, ICRP y UNSCEAR), resultando por lo tanto usual encontrar, en sus propias normas, conceptos relacionados con la seguridad radiológica y nuclear que aparecen en tales recomendaciones. En la actualidad especialistas de la ARN forman parte del Comité Asesor en Normas de Residuos Radiactivos (Waste Advisory Committee-WASSAC), del Comité Asesor en Normas para el Transporte Seguro (Transport Safety Standards Advisory Committee-TRANSAC) y del Comité Asesor en Normas de Seguridad (Advisory Committee on Safety Standards-ACSS), todos pertenecientes al OIEA.

Responsable por la seguridad: El sistema regulatorio considera que el operador y la organización operadora, conocida como Entidad Responsable, es la responsable de la seguridad radiológica y nuclear de la instalación. El mero cumplimiento de las normas regulatorias no exceptúan a la organización de la mencionada responsabilidad. Por esta razón las normas regulatorias no son reglas, sino que son normas basadas en performance, es decir que ellas establecen el cumplimiento de objetivos de seguridad. El camino para alcanzar estos objetivos está basado en la experiencia de la ingeniería; la calificación de los diseñadores, constructores y

operadores; y en la adecuada toma de decisiones por parte de la propia Entidad Responsable. Por lo tanto, la Entidad Responsable debe demostrar y convencer a la ARN que la instalación es segura.

En cuanto a cada práctica que involucra material radiactivo, la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1. es de aplicación y cumplimiento fundamental para los operadores relacionados con la gestión de residuos radiactivos [2]. Sin embargo, una norma específica para residuos radiactivos está siendo analizando. Se intenta complementar a la norma AR 10.1.1., dado que incluye un conjunto de criterios en total concordancia con los criterios internacionalmente aceptados y aplicados en el campo de la gestión de residuos radiactivos.

4. SISTEMA DE LICENCIAMIENTO

Un aspecto básico del sistema regulatorio es el enfoque adoptado para ello, en el cual, la responsabilidad sobre etapas de diseño, construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento de una instalación nuclear significativa recae en la Entidad Responsable, tanto para los aspectos seguridad radiológica y nuclear como de salvaguardias y protección física.

Las normas regulatorias establecen que la construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento de una instalación nuclear relevante no podrán iniciarse si no disponen de la correspondiente licencia, solicitada por la Entidad Responsable y otorgada por la ARN. La validez de tales licencias está subordinada con el cumplimiento de las condiciones estipuladas en la misma, y con las normas y requerimientos establecidos por la ARN. El incumplimiento de alguna de estas condiciones puede constituir razón suficiente para que la ARN suspenda o cancele la validez de la correspondiente licencia, de acuerdo con el régimen de sanciones en vigencia.

Las normas AR 0.11.1. y AR 0.11.2. definen los criterios y procedimientos para otorgar licencias individuales y autorizaciones específicas al personal que ocupa funciones licenciables en instalaciones nucleares relevantes. Además, ambas normas establecen los términos y condiciones acordadas por la ARN para emitir las licencias individuales y las autorizaciones específicas. Dos clases de documentos conceptualmente diferentes, que requieren certificaciones, son emitidos:

Licencia individual: Es un certificado de naturaleza permanente que reconoce la capacidad técnico-científica necesaria para desempeñar una determinada función en una instalación nuclear relevante. La licencia individual es una condición necesaria pero no suficiente para ocupar una posición licenciable en una dada instalación nuclear relevante.

Autorización específica: Mediante una evaluación psico-física autoriza a una persona licenciada para ocupar una dada función en una instalación nuclear relevante en particular. Posee una valides máxima de dos años y debe ser renovada.

5. ACTIVIDADES REGULATORIAS

Desde el inicio de las actividades nucleares en el país, el cuerpo regulatorio, ha realizado evaluaciones como así también múltiples y diferentes inspecciones y auditorias con la frecuencia considerada necesaria para verificar que las instalaciones nucleares cumplen con las normas, licencias y requerimientos vigentes.

La Ley Nº 24.804, autoriza a la ARN a realizar las inspecciones y evaluaciones regulatorias necesarias, las cuales son ejecutadas por su personal, según el siguiente detalle:

- *Inspecciones rutinarias* son ejecutadas esencialmente por los inspectores de la ARN. Ellas tienen el propósito de verificar que la Entidad Responsable cumple con los límites y condiciones de operación establecidos en la licencia de operación.

- *Inspecciones no rutinarias* son ejecutadas por especialistas de la ARN sobre aspectos específicos. Estas inspecciones son ejecutadas en circunstancias especiales o debido a la ocurrencia de ciertos eventos en la instalación.

- *Evaluaciones* consisten en análisis de datos obtenidos durante las inspecciones o el análisis de documentos que demuestran la seguridad de la instalación. También se realizan evaluaciones de eventuales modificaciones o mejoras de las instalaciones.

- *Auditorías* son ejecutadas de acuerdo a procedimientos escritos y en forma programada y tienen el propósito de analizar la organización, operación y aspectos del proceso relacionados con la seguridad radiológica, nuclear y de residuos radiactivos.

Con respecto a la gestión de residuos radiactivos en particular, la ARN realiza evaluaciones de seguridad de residuos radiactivos de las prácticas y sistemas de gestión de los mismos. El principal objetivo de tales evaluaciones es verificar el cumplimiento de los criterios en vigencia y de los requerimientos regulatorios impuestos a la Entidad Responsable, aplicando en ambos casos las herramientas presentadas en los párrafos anteriores.

6. CRITERIOS REGULATORIOS APLICADOS A LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS

La ARN ha desarrollado algunos criterios regulatorios básicos aplicables a la disposición final de residuos radiactivos, con el objetivo de disponer de parámetros de evaluación de la seguridad radiológica y nuclear durante el período de demostración, y otros requerimientos regulatorios.

6.1. Límite de riesgo

Los criterios de protección radiológica aplicados por la ARN para la disposición final de residuos radiactivos establece 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. 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 dosis 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 [1], [3]. El principal objetivo es asegurar que los riesgos individuales se encuentren debajo de límites apropiados y que el impacto radiológico permanezca tan bajo como sea razonable alcanzar (ALARA).

6.2. 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 dilusión-dispersión y concentración-confinamiento), las incertezas asociadas con los largos períodos y, como condición límite, las restricciones de dosis.

6.3. Responsabilidades

Los generadores de residuos radiactivos (es decir los operadores de las instalaciones nucleares, u otros usuarios de material radiactivo) son responsables 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 pueden transferir sus responsabilidades.

Los criterios para la disposición final de residuos radiactivos están basados en el hecho que los residuos no recibirán tratamientos posteriores ni se considera usos posteriores de los mismos.

La disposición final de los 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.

6.4. 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.

6.5 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 periodo 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 final, de cierre, postcierre y del control institucional de la misma durante el periodo 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 periodo posterior al cierre se dispondrá de la seguridad adecuada.

6.6. 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, siendo algunos de ellos: *“evolución normal”* (considerando una degradación promedio del sistema) y “escenario incidental o accidental” (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 periodo 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, los límites de riesgo establecidos en 6.1. pueden ser usados.

6.7. Información a suministrar a la Autoridad Regulatoria Nuclear

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 ellos o por terceras partes. El inventario dispuesto anualmente debe ser informado con igual periodicidad 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 anualmente debe informar a la ARN sobre el grado de cumplimiento de las restricciones de dosis establecidas en la correspondiente licencia o autorización de operación. Esta información esta basada en evaluaciones realizadas con la ayuda de modelos apropiados, considerando la evolución prevista de las propiedades del material de las barreras.

7. EVALUACIONES DE SEGURIDAD PARA LA DISPOSICIÓN FINAL DE RESIDUOS

Para desarrollar un criterio independiente en las evaluaciones de seguridad de la disposición final de residuos, la ARN ha desarrollado algunas herramientas computacionales. Estas herramientas son modelos para computar las descargas 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. Los códigos desarrollados pueden ser también utilizados para la toma de otras decisiones regulatorias. Actualmente, la ARN esta tomando parte de los programas de desarrollo coordinados por el OIEA denominados “Mejoramiento de la Evaluaciones de Seguridad” (ISAM en inglés) y ”Modelado de la Biosfera y Métodos de Evaluación” (BIOMASS en inglés).

Conjuntamente, modelos para evaluar dosis al grupo critico por las descargas radiactivas de las instalaciones nucleares en operación normal también han sido desarrollados, teniendo en cuenta información específica del emplazamiento, dispersión hídrica y atmosférica , los hábitos y consumos de la población.

Con respecto a las evaluaciones de seguridad de los residuos radiactivos de alta actividad, la rama regulatoria de la CNEA (con anterioridad a la reorganización de 1994) ha realizado durante los años ochenta, un estudio de factibilidad para la construcción de un repositorio. En dicho estudio participaron más de 60 instituciones científicas y universidades. 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. 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”* [5].

8. CONCLUSIONES

En la República Argentina la ARN controla la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares o por otros usuarios de material radiactivo, tanto en la disposición de residuos de baja actividad como durante la etapa de almacenamiento seguro en la instalación generadora o en la instalación de almacenamiento. Las actividades de control son aseguradas por un plantel multidisciplinario de profesionales, compuesto por especialistas en gestión de residuos radiactivos; en seguridad radiológica, nuclear y transporte; en protección física y no proliferación [4]. En nuestro país, el control regulatorio de la gestión de residuos ha evolucionado en seguridad radiológica para cubrir los principios de seguridad de residuos acordados internacionalmente.

REFERENCIAS

1. International Commission on Radiological Protection, “Annals of the ICRP: Recommendation of the International Commission on Radiological Protection” Adpoted in January 1977, Vol. 1, Nº 3, 1997, ICRP Publication 26, Pergamon Press, Oxford, (1997).

2. ENREN, Norma AR 10.1.1., “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, Revisión 1, Buenos Aires (1995).

3. International Commission on Radiological Protection, “Annals of the ICRP: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection” Adpoted in November 1990, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford, (1991).

4. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Informe Anual 1997”, Buenos Aires (1998).

5. Comisión Nacional de Energía Atómica, “Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad, Estudio de Factibilidad y Anteproyecto de Ingeniería (Primera Parte)”. República Argentina (1990).

Micronúcleos: sensibilidad para la detección de daño radioinducido

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B. y Taja, M.R.

Publicado como PI-19/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MICRONÚCLEOS: SENSIBILIDAD PARA LA DETECCIÓN DE DAÑO RADIOINDUCIDO[1]

Di Giorgio, M.; Nasazzi, N.B. y Taja, M.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

A fin de utilizar el ensayo de micronúcleos (MN) con bloqueo de la citocinecis como dosímetro biológico es necesario contar con curvas de calibración para diferentes calidades de radiación y evaluar los factores que inciden sobre la sensibilidad del método, principalmente a bajas dosis de radiación de baja transferencia lineal de energía.

En el presente trabajo se presentan curvas dosis-respuesta, utilizando radiación γ de cobalto 60, para donantes fumadores y no fumadores, evaluados separadamente en el rago de 0Gy a 2Gy y la correspondiente curva de calibración pool (fumadores + no fumadores) en el rango de 0Gy a 4Gy. Concluimos que para las evaluaciones dosimétricas de sobreexposiciones accidentales parece apropiado utilizar la curva de calibración pool y en los casos de determinaciones dosimétricas hasta 0,5Gy es conveniente utilizar el correspondiente término espontáneo en la curva de calibración, dependiendo del hábito de fumar del individuo a evaluar.

Resultados previos de nuestro laboratorio y la revisión del estado actual de la técnica de MN permiten:

I) Disponer de distintas relaciones dosis-respuesta para rayos x, radiación γ y neutrones, observándose que la forma general de las curvas es similar en casi todos los laboratorios, si bien se obtienen marcadas diferencias en la relación cuantitativa. Esto impone la necesidad de que cada laboratorio cuente con curvas de calibración propias.

II) Observar para radiación de baja transferencia lineal de energía:

una alta y variable frecuencia espontánea que impide una adecuada estimación de la dosis por debajo de 0,2Gy a 0,3Gy.

una menor sensibilidad de la técnica de MN respecto de la convencional de dicéntricos, a altas dosis

una distribución sobredispersa de los MN radioinducidos respecto de la distribución de Poisson, lo que aumenta las incertezas en la estimación dosimétrica.

una correlación estadísticamente significativa de las frecuencias espontánea y radioinducida de MN con la edad y el hábito de fumar, siendo el hábito de fumar el factor de mayor influencia.

un aumento de la sensibilidad del ensayo en el rango de las bajas dosis utilizando sondas pancentroméricas, teniendo en cuenta el origen de los MN radioinducidos.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

INTRODUCCIÓN

El ensayo de micronúcleos (MN) en linfocitos humanos con bloqueo de la citocinesis ha sido ampliamente utilizado para la evaluación de daño cromosómico inducido por radiaciones ionizantes y clastógenos químicos, y considerado un dosímetro biológico potencialmente útil en accidentes que involucren gran número de personas (1). Para utilizar el test de MN con fines de Dosimetría Biológica, es esencial tener un adecuado conocimiento de la frecuencia espontánea de MN, contar con curvas dosis-respuesta para diferentes calidades de radiación, evaluar el límite de detección, saturación y los principales factores que inciden sobre la sensibilidad de la técnica.

Una de las mayores desventajas del ensayo de MN es su reducida sensibilidad para la detección de daño inducido por bajas dosis de radiación de baja transferencia lineal de energía, debido a su alta frecuencia espontánea que muestra además una amplia variabilidad interindividual. Se sugiere que diversos factores denominados "de confusión", tales como el hábito de fumar, la edad y el sexo contribuyen a la variabilidad observada. Datos de nuestro laboratorio indican una correlación significativamente positiva de las frecuencias espontánea y radioinducida de MN con la edad y el hábito de fumar, siendo el hábito de fumar el factor de confusión de mayor influencia. Estas conclusiones parecieron justificar el estudio de las relaciones dosis-respuesta para donantes fumadores y no fumadores separadamente, utilizando radiación γ de cobalto 60.

Teniendo en cuenta las consideraciones previamente mencionadas, los objetivos del presente trabajo son: I) Aumentar el número de datos de las relaciones dosis-respuesta para donantes fumadores y no fumadores evaluados separadamente, respecto de datos previos del laboratorio (2), utilizando radiación γ de cobalto 60 en el rango de 0Gy a 2Gy; a fin de considerar si es aplicable alguna corrección a la curva de calibración que tenga en cuenta la condición de fumador del individuo a evaluar dosimétricamente, particularmente en el rango de las bajas dosis. II) Establecer conclusiones generales sobre el estado actual de la técnica.

MATERIALES Y MÉTODOS

Metodología de cultivo: Se incubaron 0,2 - 0,4 ml de sangre entera, extraída por venopunción, en 8 ml de medio RPMI 1640 complementado con suero bovino fetal al 20% (v/v) a 37°C durante 72 horas. Los linfocitos fueron estimulados a dividirse con fitohemaglutinina P (1μg/ml, DIFCO). A las 44 horas de cultivo se agregó citocalasina B (4,5μg/ml, SIGMA) a fin de bloquear la citocinesis. A las 72 horas de incubación las células fueron colectadas por centrifugación y tratadas con solución hipotónica, según método de Iskandar (3), para lograr la preservación del citoplasma. La fijación se realizó con metanol/acético (3:1) y se coloreó con Giemsa al 5% (ph 6,8).

Se estableció la frecuencia de MN evaluando 500 a 2500 células binucleadas por muestra, aplicando los criterios de Fenech(1993) para la identificación de micronúcleos y de células binucleadas (4).

Las muestras fueron irradiadas con radiación γ de cobalto 60 en el rango de 0Gy a 2Gy con un equipo PICKER C4 M60 a una tasa de dosis media de 0,40Gy/min.

Análisis estadístico: El ajuste de las curvas de calibración para donantes fumadores y no fumadores 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 fue testeado para su conformidad con la distribución de Poisson utilizando el "test u" de Papworth (5) y la relación varianza/media. Los errores de los coeficientes de las curvas de calibración y el error standard de las frecuencias observadas, fueron corregidos teniendo en cuenta la sobredispersión de la distribución.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Las curvas de calibración para donantes fumadores y no fumadores fueron aumentadas, respecto de las obtenidas previamente en nuestro laboratorio, con 20 nuevos datos en el rango de 0Gy a 2Gy, constituyendo una base de datos total conformada por 100 muestras analizadas.

El ajuste de ambas curvas resultó en un modelo lineal cuadrático. Dicho ajuste fue realizado hasta el punto de 2Gy promediando los datos para cada dosis.

$$y = c + \alpha D + \beta D^2$$

donde:

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

Los parámetros de cada curva de calibración fueron:

a) fumadores:

$c = 2{,}31 \times 10^{-2} \pm 0{,}25 \times 10^{-2}$
$\alpha = (2{,}07 \times 10^{-2} \pm 1{,}27 \times 10^{-2})\ Gy^{-1}$
$\beta = (2{,}89 \times 10^{-2} \pm 0{,}86 \times 10^{-2})\ Gy^{-2}$
$\chi^2 = 7{,}83 \quad GL = 1$

b) no fumadores:

$c = 1{,}25 \times 10^{-2} \pm 0{,}084 \times 10^{-2}$
$\alpha = (3{,}02 \times 10^{-2} \pm 0{,}75 \times 10^{-2})\ Gy^{-1}$
$\beta = (2{,}92 \times 10^{-2} \pm 0{,}50 \times 10^{-2})\ Gy^{-2}$
$\chi^2 = 4{,}70 \quad GL = 2$

El análisis de la distribución de MN en linfocitos binucleados resultó ser sobredisperso respecto a la distribución de Poisson, siendo la relación varianza/media promedio 1,13 para la curva de no fumadores y 1,17 para la de fumadores.

Aunque se observó una mayor dispersión de las frecuencias para los donantes fumadores respecto de los no fumadores, cada curva de calibración cayó dentro de las curvas del 95% de confianza de la otra, con excepción de los valores de frecuencia espontánea de ambas curvas de calibración. De modo que, para las estimaciones dosimétricas de sobreexposiciones accidentales parecería apropiado utilizar una curva de calibración pool (fumadores + no fumadores) y en los casos de determinaciones dosimétricas hasta 0,5Gy es conveniente utilizar el correspondiente término espontáneo en la curva de calibración, asociado a la condición de fumador del individuo evaluado.

Los parámetros de la curva de calibración pool fueron:

$c = 1{,}73 \times 10^{-2} \pm 0{,}05 \times 10^{-2}$
$\alpha = (2{,}72 \times 10^{-2} \pm 0{,}27 \times 10^{-2})\ Gy^{-1}$
$\beta = (2{,}81 \times 10^{-2} \pm 0{,}14 \times 10^{-2})\ Gy^{-2}$
$\chi^2 = 9{,}59 \quad GL = 5$

CONCLUSIONES GENERALES

- La forma general de las curvas dosis-respuesta es similar en casi todos los laboratorios si bien se observan marcadas diferencias en la relación cuantitativa. Esto impone la necesi-

dad de que cada laboratorio posea sus propias curvas de calibración de frecuencia de MN. Una importante razón para esta variabilidad entre laboratorios es la diferencia en las condiciones experimentales (6).

Para radiación de baja transferencia lineal de energía:

- Datos de nuestro laboratorio indican una frecuencia media espontánea de MN en células binucleadas para un pool de donantes sanos de 0,013 $\pm$ 0,008 (7). Esta alta y variable frecuencia espontánea impide una adecuada estimación de la dosis por debajo de 0,2Gy a 0,3Gy.

- Se observa un término cuadrático pequeño en la relación dosis-frecuencia de MN. La contribución de este componente es tan pequeña que en particular si la curva de calibración fue ajustada hasta 3Gy ó 4Gy, un ajuste lineal es también compatible con la estadística. Este término cuadrático resulta ser menor que el de la curva de calibración de dicéntricos (técnica convencional) lo que determina una menor sensibilidad de la técnica de MN respecto de la convencional, a altas dosis. Esto se debe a que para una curva con un pronunciado término cuadrático, como es el caso de la de dicéntricos, el coeficiente de variación en la dosis es menor que el que se observa en las frecuencias, mientras que para la curva de micronúcleos los coeficientes de variación no son muy diferentes.

- Los MN radioinducidos tienden a presentar una distribución sobredispersa respecto de la distribución de Poisson. Esta sobredispersión aumenta el error standard de las frecuencias observadas de MN y por lo tanto las incertezas en la estimación dosimétrica.

- Origen de los MN: Estudios que incluyen medición del tamaño de MN (8), medición del contenido de DNA (9), tinción inmunofluorescente con anticuerpos antikinetocoro CREST (10) y más recientemente hibridación in situ por fluorescencia (FISH) con sondas de DNA que se unen específicamente a regiones centroméricas de los cromosomas (11) fueron utilizados para discriminar entre MN provenientes de fragmentos acéntricos y cromosomas enteros. Se observó que la mayor parte de los MN radioinducidos se origina primariamente a partir de fragmentos acéntricos, lo que denota la acción fundamentalmente clastogénica de las radiaciones ionizantes y que un menor número proviene de cromosomas enteros retrasados durante la anafase debido a algún defecto a nivel de huso mitótico o proteínas de kinetocoro. Los MN espontáneos están constituidos principalmente por cromosomas enteros. De modo que, la sensibilidad del ensayo de MN, en el rango de las bajas dosis, puede ser aumentada utilizando sondas pancentroméricas y efectuando el recuento de sólo aquellos MN centrómero negativos.

- Se ha estudiado la influencia de diversos posibles factores de confusión en el ensayo de MN tales como edad, sexo, hábito de fumar, consumo de alcohol, etc. Estos factores deben ser tenidos en cuenta en la utilización de este ensayo con fines de Dosimetría Biológica, particularmente en el rango de las bajas dosis. Muchos autores observan que la frecuencia espontánea de micronúcleos aumenta con la edad pero es menos clara su influencia sobre las frecuencias radioinducidas (12). Algunos trabajos muestran que cuando se analizan grandes grupos, pueden detectarse frecuencias espontáneas de MN levemente mayores en mujeres respecto de varones (12). También existe una gran controversia en cuanto a la influencia del hábito de fumar, aceptándose una tendencia al aumento de las frecuencias espontáneas en individuos fumadores respecto de no fumadores, no estableciéndose en qué medida el número de MN radioinducidos puede ser afectado (6).

  En nuestro laboratorio hemos estudiado la influencia de la edad, sexo y hábito de fumar sobre las frecuencias espontáneas y radioinducidas de MN utilizando dos metodologías: un modelo de regresión lineal múltiple y un modelo de regresión de Poisson. Utilizando ambos modelos los resultados fueron concordantes. 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 el hábito de fumar (t = 3,15; P < 0,004) y también, una correlación significativamente positiva (R^2 = 0,96) de la frecuencia total de MN (espontáneos + radioinducidos) con la edad (t = 2,43; P < 0,02) y

el hábito de fumar ($t = 3,63$; $P < 0,0001$), siendo el hábito de fumar el factor de confusión de mayor influencia.

Nuestro estudio muestra que el sexo no tiene influencia estadísticamente significativa sobre las frecuencias espontánea y radioinducida de MN, aunque se observa una mayor dipersión de los datos en mujeres. La influencia de la edad sobre las frecuencias espontáneas de MN fue también analizada aplicando un modelo de regresión lineal a los datos, observándose:

$y = 0,004 X + 0,0013$ (y: frecuencia de MN; X: edad)

$R^2 = 0,32$ para $N = 54$

El estudio de las relaciones dosis-respuesta para donantes fumadores y no fumadores evaluados separadamente, mostró que cada curva de calibración cae dentro de las curvas del 95% de confianza de la otra, con excepción de los valores de frecuencia espontánea de ambas curvas de calibración. Por lo cual, para las evaluaciones dosimétricas por encima de 0,5Gy consideramos apropiado la utilización de una curva pool (fumadores + no fumadores) mientras que por debajo de dicha dosis es conveniente utilizar el correspondiente término espontáneo de la curva de calibración, asociado al hábito de fumar del individuo a evaluar.

REFERENCIAS

1. Fenech, M., 1991, Optimisation of Micronucleus Assays for Biological Dosimetry. Prog. Clin. Biol. Res., **372**, 373-386. Review.

2. Di Giorgio, M.; Nasazzi, N., 1994-95 / 1997-98, Informes Finales, OIEA Contrato de Investigación N° 302-J1-ARG 8369.

3. Iskandar, O., 1979, An improved Method for the Detection of Micronucleus in Human Lymphocytes. Stain Technol., **54**, 221-223.

4. 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.

5. Savage, J., 1970, Sites of Radiation Induced Chromosome Exchanges. Appendix: Testing and Fitting Frequency Distributions, Curr. Top. Radiat. Res., **6**, 131-194.

6. Müller, W-U.; Streffer, C., 1994, Micronucleus assays. Adv. Mutag. Res., **5**, 1-133.

7. Di Giorgio, M.; Ferraro, M.; Thomasz, E., 1992, Use of Micronuclei in Biological Dosimetry. A Method for Rapid Screening in the Case of Large Scale Radiation Accidents, Memorias IRPA-8, **II**, 1734-1737. Montreal - Canadá.

8. Högstedt, B.; Karlsson, A., 1985, The Size of Micronuclei in Human Lymphocytes Varies According to Inducing Agent Used. Mutat. Res., **156**, 229-232.

9. Pincu, M.; Callisen, H.; Norman, A., 1985, DNA Content of Micronuclei in Human Lymphocytes. Int. J. Radiat. Biol. Relat. Stud. Phys. Chem. Med. , **47**, 423-432.

10. Degrassi, F.; Tanzarella, C., 1988, Inmunofluorescent Staining of Kinetochores in Micronuclei: a New Assay for the Detection of Aneuploidy. Mutat. Res., **203**, 339-345.

11. Vral, A.; Thierens, H.; De Ridder, L., 1997, In vitro Micronucleus-Centromere Assay to Detect Radiation-Damage Induced by Low Doses in Human Lymphocytes. Int. J. Radiat. Biol., **71**, 61-68.

12. Müller, W.U.; Streffer, C.; Wuttke, K., 1995, Micronucleus Determination as Means to Assess Radiation Exposure. Stem Cells, **13 (Supl. 1)**, 199-206.

Estudio sobre alternativas de inertización de contenciones de centrales nucleares

Barón, J.H. y Zárate, S.M.

Publicado como PI-20/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

ESTUDIO SOBRE ALTERNATIVAS DE INERTIZACIÓN DE CONTENCIONES DE CENTRALES NUCLEARES[1]

Barón, J.H. y Zárate, S.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Ante la ocurrencia de un accidente severo en una central nuclear, la generación de hidrógeno y otros gases combustibles, durante la degradación de núcleo y la interacción corium-hormigón, puede provocar la falla de la contención por sobrepresión o por combustión.

Del análisis de la problemática de la posible combustión y/o detonación del hidrógeno dentro de la contención mediante una estrategia de Defensa en Profundidad, que intenta asegurar la no ocurrencia de la falla catastrófica de la contención, surge la posibilidad de aplicación de las técnicas de inertización pre-accidente y post-accidente.

La técnica de inertización pre-accidente consiste en reemplazar el aire de la contención con un gas inerte (N_2 o CO_2) durante la operación normal; la inertización post-accidente, en combinación con un venteo temprano, consiste en reemplazar el aire de la contención con un gas inerte (N_2 o CO_2), inmediatamente después del comienzo del accidente, mientras la radiactividad es aún despreciable dentro de la contención.

Un sistema de inertización pre-accidental, con nitrógeno, ha sido utilizado en las centrales BWR tipo Mark I y Mark II. Investigaciones sobre la inertización post-accidente de la atmósfera de la contención durante accidentes severos, se han realizado desde principios de la década de 1980.

Estudios realizados para la Central Nuclear Atucha I (CNA I) y CAREM-25, han permitido conocer que la generación de hidrógeno durante una secuencia accidental con degradación del núcleo, resultaría importante, pudiendo llegar a formar mezclas explosivas.

En el presente trabajo se analiza la aplicabilidad de las técnicas de inertización a la contención de la CNA I y CAREM-25, considerando las características particulares de diseño de las mismas.

DEFENSA EN PROFUNDIDAD

Para analizar la problemática de la posible combustión y/o detonación de hidrógeno dentro de la contención, se propone una Estrategia de Defensa en Profundidad; la misma se basa en tres reglas principales:

1. Deben evitarse las mezclas de hidrógeno y oxígeno en la contención del reactor.
2. Si hay oxígeno e hidrógeno en la contención, la combustión debe ser evitada.
3. Si la combustión es posible, entonces las explosiones deben ser evitadas.

Una cuarta regla teórica del mismo principio sería: si una explosión es posible, la estructura de la contención y los equipos relacionados con la seguridad deberían resistir las cargas dinámicas derivadas de la explosión.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

La formación de mezclas de hidrógeno y oxígeno podrían ser evitadas dentro de la contención a través de la aplicación de una serie de medidas tales como:

- Prevención de accidentes y del excesivo calentamiento de las barras combustibles.
- Uso de materiales que no puedan ser oxidados por vapor a altas temperaturas.
- Inertización pre - accidente, que consiste en reemplazar aire con un gas inerte (N_2 o CO_2) durante la operación normal.
- Inertización post - accidente, en combinación con un venteo temprano, que consiste en reemplazar aire con un gas inerte (N_2 o CO_2) justo al comienzo del accidente, mientras la radiactividad es aún despreciable dentro de la contención.

Algunas medidas, relativas al primer nivel de defensa, no siempre son adecuadas o exitosas.

La combustión no puede propagarse si al menos uno de los dos reactivos está por debajo de su límite de inflamabilidad. El segundo nivel de defensa trata de mantener la atmósfera de la contención en condiciones tales que no pueda existir la combustión, a través de lo siguiente:

a) Mezclando hidrógeno con una gran cantidad de aire.
b) Recombinando hidrógeno (u oxígeno en contención inertizada) con equipos térmicos o catalíticos.
c) Inyectando gas inerte para diluir la concentración de hidrógeno (“dilución”) u oxígeno (“post-inertización”) por debajo de su respectivo límite de inflamabilidad.

Si a pesar de la primera y segunda línea de defensa, la composición de la mezcla del gas superase los límites de inflamabilidad, la ignición podría ocurrir. En este caso una posible propagación del frente de llama podría acelerarse tanto que cargas dinámicas podrían agregarse a las cargas estáticas debido a la sobrepresión por combustión (explosión). Este fenómeno se conoce como “transición deflagración-detonación” (DDT).

La tercera línea de defensa puede estar constituida por un sistema de ignitores, localizados en muchos puntos, para hacer frente a la distribución no uniforme del hidrógeno.

Otra medida a tomar frente a la posibilidad de una transición de una deflagración a una detonación, puede ser la dilución del hidrógeno a través de la inyección de un gas inerte (dióxido de carbono o nitrógeno).

Las técnicas propuestas son dos:

- pre-inertización, que consiste en reemplazar el aire de la contención por un gas inerte durante la operación normal de la planta, dejando una concentración residual de oxígeno en general menor que 5% por volumen. De este modo se elimina el riesgo de deflagraciones, pero se limita el acceso a la contención, debido a que la atmósfera resulta irrespirable. Esta técnica de mitigación es usada en plantas BWR, tipo Mark I, y II, con contenciones pequeñas.

- post-inertización, que consiste en la inyección de suficiente cantidad de gas inerte a la contención al inicio del accidente severo para evitar o limitar el riesgo de una combustión de hidrógeno. Esta técnica reduce el riesgo de deflagraciones, pero aumenta la presión final de la contención, por lo que debería combinarse con estrategias de venteo temprano. En general se la contempla combinada también con el uso de ignitores o recombinadores catalíticos.

GASES QUE SE UTILIZAN

En diversos estudios han sido considerados como posibles gases inertes; el vapor (H_2O), nitrógeno (N_2), dióxido de carbono (CO_2) y el Halon 1301.

El Halon 1301, ya no está disponible por razones de protección al medio ambiente. En cuanto al vapor, primero contribuye considerablemente al incremento de presión en la contención y luego tiene un efecto inertizante; sin embargo, no resulta apropiado como una medida inertizante efectiva a largo plazo, porque puede condensar sobre estructuras. Por las condiciones antes mencionadas los únicos gases que permanecen para posteriores consideraciones son CO_2 y N_2. Comparados entre sí, ambos gases (CO_2 y N_2) tienen ventajas y desventajas. El nitrógeno es favorable para inertización a largo plazo (por ejemplo en la pre-inertización de plantas BWR) porque el dióxido de carbono puede en estos casos traer problemas de corrosión. Sin embargo, éste ultimo es aconsejable para casos de post-inertización durante escenarios accidentales, debido a que provoca un menor incremento en la presión de la contención.

APLICACIÓN DEL CONCEPTO DE INERTIZACIÓN DE LA ATMÓSFERA DE LA CONTENCIÓN A LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

Análisis cualitativos realizados para la Central Nuclear Atucha I (CNA I) de tipo PHWR, han permitido conocer, que ante la ocurrencia de una secuencia accidental con fusión del núcleo, la generación de hidrógeno podría ser importante (se prevé la generación de aproximadamente 500 kg de hidrógeno por la oxidación del zircaloy y el acero del núcleo, más una generación significativa de monóxido de carbono e hidrógeno por la subsecuente interacción entre el corium fundido y el hormigón).

Es por lo tanto posible la formación en la atmósfera de la contención, de mezclas combustibles de D_2/O_2/Vapor de agua. Químicamente, el comportamiento del deuterio es similar al del hidrógeno, y por lo tanto se lo suponen equivalentes.

La geometría compartimentada de la contención de la central podría favorecer la acumulación de mezclas con altas concentraciones de hidrógeno en algunos compartimentos, dando lugar a detonaciones locales, las que a su vez pueden generar misiles que podrían afectar sistemas relativos a la seguridad. Estos misiles pueden ser los mismos cuerpos de blindaje biológico, en caso de que las explosiones tuviesen lugar dentro de dicho cilindro.

Dependiendo de la secuencia accidental, ante la acumulación de vapor y gases combustibles en un recinto y el lógico incremento de presión en el mismo, se producirá la apertura de los paneles fusibles de sobrecarga (ubicados en las paredes divisorias entre recintos) favoreciendo el mezclado de la atmósfera; en este caso sería probable la ocurrencia de una deflagración. Esta podría no afectar la integridad de la contención pero por efecto de la geometría y de la turbulencia originada por la presencia de obstáculos (equipos, sistemas) se debe considerar la posibilidad de una transición de una deflagración a una detonación (DDT), la que sí podría afectar la integridad de la contención. De las anteriores consideraciones surge la necesidad de estudiar la implementación de medidas de seguridad para mitigar o evitar el riesgo de una combustión de hidrógeno.

La mencionada central requiere de una atmósfera de contención respirable, de modo de permitir el acceso a la misma durante la operación normal; por este motivo no resultaría apropiado pre-inertizar. La inertización de la atmósfera de la contención tiene como objetivo prevenir la combustión parcialmente (exclusión de modos de combustión altamente energéticos) o totalmente (exclusión de algún modo de combustión). La inyección de dióxido de carbono líquido a la atmósfera de la contención es un método posible; el mismo es ampliamente usado, por ejemplo para prevenir la posibilidad de explosiones durante el transporte de petróleo crudo; además de numerosas aplicaciones que han sido desarrolladas por instituciones abocadas a combatir el fuego. La tecnología de instalación es accesible.

La posible amenaza a equipos vitales para la seguridad ubicados dentro de la contención derivada de la inyección de CO_2, ha demostrado no ser un problema de difícil solución, con un diseño adecuado.

Experimentos de combustión de hidrógeno han mostrado una completa anulación de la inflamabilidad a una presión parcial de vapor sobre 55-60%, la que aproximadamente correspondería a la presurización causada por un blowdown del sistema primario de refrigeración. De cualquier modo el vapor condensará sobre la superficie interna de la contención, de acero, la que inicialmente estará a temperatura ambiente. Para asegurar la completa inflamabilidad de mezclas de hidrógeno y aire, una concentración máxima del 60% en volumen de CO_2 es suficiente. El incremento de presión causado por la inyección de gas inerte, debería ser limitado a ciertos valores para asegurar que la presión de diseño no será alcanzada ni excedida durante la fase temprana en coincidencia con el incremento de presión relativo al accidente y la inyección del gas. En caso de ser necesario, con el objetivo de prevenir la lenta sobrepresurización durante el desarrollo del accidente severo se puede activar un sistema de venteo filtrado. La central, objeto de este estudio, no cuenta con un sistema de venteo filtrado para operar durante una situación accidental.

La post-inertización podría también ser aplicada en forma conjunta con la instalación de recombinadores catalíticos.

Los requerimientos específicos y característicos para implementar un sistema de post-inertización surgen de criterios tales como:

1) Tiempo de inicio de la post-inertización;
2) Velocidad de inyección y duración;
3) Cantidad total requerida de gas inerte;
4) Incremento de presión en la contención;
5) Efectos básicos derivados de la selección de lugares de inyección;
6) Cargas derivadas del accidente, su ubicación local y temporal;
7) Concentraciones locales del gas y distribuciones de temperatura.

Para las estimaciones de cada uno de los puntos antes citados se emplearan códigos relativamente simples o programas más detallados para la simulación de condiciones termodinámicas locales.

APLICACIÓN DEL CONCEPTO DE INERTIZACIÓN DE LA ATMÓSFERA DE LA CONTENCIÓN DEL PROYECTO CAREM

En la central CAREM-25 la contención está dividida en dos volúmenes diferenciados, un pozo seco y un pozo húmedo. Si estos recintos contienen cantidades significativas de oxígeno, el hidrógeno puede generar una reacción de combustión en régimen de velocidades subsónicas (deflagración) o supersónicas (explosión). El hidrógeno generado durante un accidente severo postulado, al tener el potencial de quemarse dentro de la contención, impone un riesgo sobre la misma y constituye uno de los modos de falla clásicos de recintos de contención.

Este modo de falla es particularmente importante en el caso de la contención de la central CAREM-25, por tres razones.

1) la contención es metálica, lo que supone que en caso de rotura por sobrepresión ésta, será de manera catastrófica (rotura tipo membrana).
2) la contención evacua calor por conducción a la atmósfera exterior, lo que supone la condensación eficiente de vapor de agua sobre las paredes de la misma, con la consiguiente disminución de la fracción de vapor de agua, el que es un agente pasivante de la combustión de hidrógeno en aire. Al condensarse el vapor de agua, la concen-

tración relativa de hidrógeno aumentará, y por lo tanto aumentará su tendencia al quemado.

3) la contención tiene un volumen muy pequeño, por lo cual la fracción molar de hidrógeno puede llegar a valores muy elevados, aumentando consiguientemente la probabilidad de deflagración y la de transición a detonación.

En cuanto a la estimación de potencial de producción de hidrógeno, en el núcleo del reactor CAREM existe circonio como para generar 73 kg de hidrógeno, lo que combinado con los volúmenes libres de la contención (288 m^3 en el recinto seco y 1538 m^3 en el recinto húmedo) resulta en la posibilidad de alcanzar concentraciones suficientemente elevadas de hidrógeno como para producir su combustión. La concentración de hidrógeno resultante (suponiendo mezcla perfecta) es de 22 x 10^{-3} moles/m^3. Para tener una perspectiva sobre este valor, basta indicar que el número obtenido de manera similar para otras centrales, es de 5,7 x 10^{-3} moles/m^3 para la central de Zion, y de 7,1 x 10^{-3} moles/m^3 para la central de Surry. Estas centrales, si bien tienen cantidades de zircaloy bastante mayores al caso del CAREM-25, tienen a su vez contenciones mucho más grandes. Además, en el caso de la central CAREM-25, las concentraciones locales esperables pueden ser mucho mayores, debido fundamentalmente al fenómeno de condensación de vapor sobre la pared de la contención (fría). El hidrógeno, en esas concentraciones, está en condiciones de deflagración dentro de la contención.

El modo de falla de la contención de la central CAREM-25 por combustión o deflagración de hidrógeno no puede descartarse y es un contribuyente relevante al riesgo de la instalación.

Las alternativas posibles para disminuir o eliminar este riesgo se considera que son las siguientes: uso de recombinadores, uso de ignitores, inertización pre-accidental o inertización post-accidental.

Basándose en las características particulares del diseño de la central CAREM-25:

- pequeño volumen de contención (que implica alta concentración relativa de hidrógeno en caso de accidentes severos)
- alta extracción de calor por las paredes
- no necesidad de acceder a la contención en operación normal
- filosofía de seguridad basada en lo posible en sistemas pasivos

y, teniendo en cuenta el hecho de que se podría diseñar un sistema que además controle la presencia de gases combustibles durante la operación normal, se concluye que el sistema más adecuado para control de la potencial combustión de hidrógeno dentro de la contención, es el sistema de inertización pre-accidental, similar al utilizado en los reactores BWR Mark-I y Mark-II.

CONCLUSIONES

Un nuevo enfoque para la seguridad de reactores en el futuro, intenta asegurar la no-ocurrencia de la falla catastrófica de la contención; lo que significa que la mitigación del hidrógeno es esencial. Este enfoque se basa en el principio de “Defensa en profundidad” cuya aplicación consiste en adoptar medidas independientes, diversas y redundantes.

El manejo del hidrógeno tiene dos propósitos frente a la posibilidad de una deflagración o una detonación; proteger la integridad de la contención y la de los sistemas relacionados con la seguridad ubicados dentro la misma. Para que estos propósitos sean efectivos, debe analizarse detalladamente la fenomenología de generación, transporte y comportamiento del hidrógeno y monóxido de carbono, así como de los gases inertes presentes en la contención.

En este trabajo se analiza la aplicabilidad de las técnicas de inertización a la central nuclear Atucha I, que posee un diseño de doble contención constituido por una esfera de acero, rodeada por un apantallamiento de hormigón. Dicha esfera es estanca, resistente a la presión interna e internamente multicompartimentada. Para esta planta no resulta aplicable la técnica de pre-

inertización debido a que su implementación implica una atmósfera irrespirable durante la operación normal de la planta. Esto impediría el acceso a la contención para efectuar el mantenimiento que equipos y sistemas, de la central considerada, requieren durante el tiempo de operación normal. Otro argumento válido para no recomendar esta técnica sería el hecho de que no se trata de un diseño de contención compacto, sino por el contrario, de una contención de dimensiones importantes; siendo el diámetro interior de la esfera de acero de 50 m.

Para el caso de la central mencionada resultaría aplicable la técnica de post-inertización, aunque conviene destacar que la implementación de un sistema que permita inertizar la atmósfera de la contención de la central considerada requiere el análisis detallado de aspectos tales como: cantidad de hidrógeno generado y secuencia temporal de generación; distribución del hidrógeno en la atmósfera de la contención; necesidad de equipos de mezclado y homogeneización; implementación de un sistema de venteo filtrado; efecto de la compartimentación y el efecto de escala. Este último punto implica considerar que no se puede asegurar que los resultados obtenidos de experiencias realizadas sean directamente aplicables a una planta de tamaño real. Será entonces necesario la validación de códigos que tomen en cuenta la geometría de la planta y el efecto escala. La necesidad de los análisis detallados está confirmada, además, por los estudios que se llevan a cabo en otros países que tienen centrales nucleares con contenciones tipo Siemens/KWU.

También se analiza la aplicabilidad de las técnicas de inertización al proyecto CAREM, que tiene características distintivas en cuanto a su diseño. Estas características hacen que resulte conveniente para este proyecto, la instalación de un sistema de inertización pre-accidental, con nitrógeno, similar al utilizado en las centrales BWR Mark-I y Mark-II.

REFERENCIAS

1. Post-Inertisation of Large Dry Containments in Case of Beyond-Design Base Events in PWR Plants. State of the Art and First Considerations. Tiltmann, M.; Risse, D.; Pana, P.; Huettermann, B.; Rohde, J. Gesellschaft fuer Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbh, Koeln (Germany).
2. Ignitors to Mitigate the Risk of Hydrogen Explosions - A Critical Review. Karwat, H.
3. The Quenching of Hydrogen/air Flames in Obstructed and Multicompartment Configurations by Partial inertisation. Visser, J.G.; Mercx, W.P.M.
4. Hydrogen Combustion Mitigation Concepts for Nuclear Reactor Containment Buildings. Kumar, R.K.; Koroll, G.W.
5. Prevention of Ignitions in the LWR-Containment Atmosphere by Carbon Dioxide Inertisation under Severe Accident Conditions. H. Nobbenhuis-Wedda and H.P. Alder
6. Progress Made in the Area of Hydrogen Behaviour. F. Fineschi. FISA-95; Symposium, E.U. Research on Severe Accidents.
7. Hydrogen Mixing Phenomena, Recombining and Inerting Techniques in Nuclear Reactor Containments. I.M. Coe; A. Alonso; A.K. Chakraborty; J. Eyink; F. Fineschi; M. Heitsch; H. Karwat; P. Lalanne; F.Martin-Fuentes; J. Rhode; P. Stolze. FISA-95; Symposium, E.U. Research on Severe Accidents.
8. Analysis of Hydrogen Problem on Present NPP's. S. Guieu. OECD Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques.
9. The Inertisation of PWR Containments by Inyection of Liquid Carbondioxide H. Karwat; P. Stolze. OECD Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques.

Entrenamiento y acreditación del personal con funciones regulatorias en la República Argentina

Menossi, C.A.; Fraire, E.O. y Segado, R.C.

Publicado como PI-21/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

ENTRENAMIENTO Y ACREDITACIÓN DEL PERSONAL CON FUNCIONES REGULATORIAS EN LA REPÚBLICA ARGENTINA[1]

Menossi, C.A.; Fraire, E.O. y Segado, R.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La enseñanza y la capacitación son indispensables para el desarrollo de los recursos humanos en todas las disciplinas y ocupaciones del hombre a escala mundial. En lo que respecta a las aplicaciones de los radioisótopos y en general a la industria nuclear, en nuestro país, durante los últimos años, se han intensificado los esfuerzos en ese sentido.

La búsqueda de mejorar la capacidad de respuesta en materia de seguridad radiológica y nuclear exige la adopción de un enfoque integrado en la enseñanza y la capacitación. En términos generales, la protección radiológica y la seguridad nuclear son esferas multidisciplinarias que comprenden elementos conexos de la física aplicada, la química, la biología, la tecnología nuclear y otras esferas especializadas. Sin embargo, con respecto al desarrollo de los recursos humanos, específicamente aquellos que pertenecen a organismos reguladores, quienes deben cumplir, principalmente, funciones de inspección, existen importantes diferencias, necesidades y problemas específicos. Algunas diferencias y problemas emanan de la amplia diversidad y alcance de las aplicaciones radiológicas y nucleares.

Hoy día, en todo el mundo, se han diversificado significativamente las aplicaciones de las radiaciones y fuentes radiactivas, principalmente en la medicina (diagnóstico, radioterapia, medicina nuclear), la industria, la agricultura, y la investigación y docencia, lo que implica una permanente actualización de los conocimientos del personal de los organismos de control.

Por lo expresado, en el presente trabajo, se describe el programa de capacitación y entrenamiento para el personal con funciones regulatorias (Inspectores), que dispone la Autoridad Regulatoria Nuclear en la República Argentina. Asimismo, el trabajo incluye la descripción de la formación básica y especializada en cada caso, su dimensionamiento y alcance.

INTRODUCCIÓN

En 1950, cuando se crea la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), se estableció por ley que una de las funciones específicas era controlar las investigaciones atómicas oficiales y privadas que se efectuarán en el territorio nacional. Posteriormente, diversas normas legales fueron precisando la competencia de la CNEA como “Autoridad” en materia nuclear, particularmente en todo aquello que hiciera a la protección de los individuos y de su medio ambiente contra los efectos de las radiaciones ionizantes y la seguridad de las instalaciones.

Posteriormente, la CNEA fue adecuando su estructura a medida que fueron creciendo las actividades nucleares, de manera de asegurar las funciones de Autoridad fiscalizadora con amplia independencia de los usuarios y promotores de los usos de técnicas nucleares. A ese respecto, desde el inicio, se consideró que la eficacia en el desempeño de las funciones regulatorias requería disponer de suficiente conocimiento técnico-científico como para juzgar con real independencia el diseño, la construcción, la operación y la clausura o el cierre definitivo de las instalaciones o prácticas sujetas a control.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

Dentro de ese marco, en los últimos años, el personal de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), que reemplazó en la función regulatoria a la CNEA, es el que en mayor medida interactúa con los usuarios de las instalaciones radiactivas. La mayor parte de los usuarios toman contacto con la ARN solamente a través de los inspectores que concurren a las instalaciones y de las notas o requerimientos que reciben; el éxito o fracaso de la gestión de la ARN depende fundamentalmente de los aciertos o errores que ocurran en estas interacciones.

Lo expresado permite inferir que una gestión exitosa de la ARN significa que el usuario cumple con las normas vigentes y satisface los requerimientos y, además, se induce una actitud de respeto en el usuario por la función regulatoria.

Este último aspecto puede lograrse cuando la autoridad que se pretende ejercer no se sustenta solamente en facultades que derivan de instrumentos legales sino cuando, además y principalmente, se impone naturalmente por el conocimiento técnico de la instalación y los aspectos que se pretende fiscalizar, la solidez de los argumentos, la capacidad para brindar un apropiado asesoramiento, la razonabilidad de los requerimientos y el estilo de comunicación imperante en la interacción.

Estas cualidades de la interacción con el usuario no pueden ser el resultado de la improvisación ni de la mera voluntad del personal que cumple funciones regulatorias. Por el contrario se requiere: idoneidad para esa actividad; capacitación en materia de radioprotección, seguridad, salvaguardias y protección física; conocimiento del tipo de instalación o práctica a inspeccionar; entrenamiento práctico; actitud criteriosa y modalidades de interacción con los usuarios claramente definidas.

Estas características sólo pueden ser el resultado de un proceso de formación y de actualización de los conocimientos del personal que cumple funciones regulatorias. Para ello, debe certificarse esa preparación y actualización mediante acreditaciones renovables.

Por lo tanto es importante organizar y explicar el sistema de entrenamiento y acreditación, a los inspectores, a fin de estimular la capacitación sin generar temores innecesarios, otorgando acreditaciones al personal de acuerdo con sus capacidades.

BASES CONCEPTUALES

Mediante la implementación de la “carrera de inspector” que se presenta, se busca, además de la actualización, capacitación y entrenamiento del personal que efectúa inspecciones regulatorias, lograr que cada inspector que resulte destacado a un tipo de instalación determinado posea competencia en todos los aspectos de interés de la Autoridad Regulatoria Nuclear en ese tipo de instalación, esto es: protección radiológica, seguridad nuclear, salvaguardias y protección física.

El presente programa consiste en el ordenamiento de los diversos tipos de instalaciones en conjuntos, en cada uno de los cuales se agrupan las instalaciones que requieren análogo nivel de formación por parte del personal que desempeñe funciones regulatorias de inspección.

Para cada uno de estos conjuntos de instalaciones, previamente, se efectua la definición de las disciplinas en que el postulante a inspector debe estar capacitado, a los efectos de un adecuado cumplimiento de sus funciones.

Para cada una de estas disciplinas se implementan talleres con temarios que el postulante a la posición regulatoria deberá aprobar en caso de que su formación previa no acredite conocimientos suficientes en dicha disciplina, y adicionalmente uno que tratará sobre características del tipo de instalaciones y los procesos que en ellas se efectúan.

CARACTERÍSTICAS DEL ENTRENAMIENTO

Las áreas temáticas en las que se ha organizado la capacitación/actualización son:

- Protección Radiológica,
- Seguridad Nuclear,
- Salvaguardias y Protección Física,
- Conocimiento de Instalaciones específicas y procesos involucrados, y
- Aspectos Regulatorios - Legales, incluyendo interacción ARN-Usuario.

En cada una de esas áreas se han identificado talleres sobre temas particulares. Dichos talleres son intensivos (1 ó 2 semanas de duración) con dedicación exclusiva en grupos poco numerosos, por razones de mejor aprovechamiento y continuidad de las inspecciones regulares programadas por la ARN. Los mismos, deben repetirse con una cierta frecuencia para satisfacer las necesidades de todo el personal que lo requiera.

DOCENTES, MATERIAL DIDÁCTICO Y CUESTIONARIOS

Los talleres se han organizado con docentes propios o externos a la ARN. Se ha previsto que cada taller tenga un responsable principal quien podrá contar con colaboradores. Los docentes deben estar disponibles para consultas durante todo el tiempo que dure el mismo. Deben ser especialistas reconocidos en los respectivos temas.

El apunte que se prepara en cada caso, no constituye una única fuente de información, especialmente en talleres de postgrado. Los participantes deben familiarizarse y trabajar con la bibliografía disponible internacionalmente, y la proveniente de organismos que han alcanzado niveles importantes de desarrollo en la materia (ICRP, ICRU, NRPB, OIEA, NCRP). Se utilizan también manuales de protección radiológica, manuales de instrumentación y equipos, etc.

Por otro lado, la manera más eficaz de definir el campo del conocimiento que se pretende abarcar en un taller consiste en formular un número suficientemente grande de preguntas y planteo de situaciones prácticas diversas como para cubrir todo el espectro que se considera necesario para saber el tema.

Estos cuestionarios sugieren los temas de estudio, discusión, consulta y ejercitación práctica. A la vez otorgan confianza a quienes participan a medida que logran dar respuesta a las preguntas, y definen también el alcance de las evaluaciones.

ORDENAMIENTO Y CLASIFICACIÓN DE LAS INSTALACIONES

Las distintas posiciones regulatorias se han ordenado por conjuntos de instalaciones que requieran análogo nivel de formación para sus inspectores, y en orden decreciente de complejidad. Así resultarán inspectores de:

- **Instalaciones industriales** (incluye instalaciones que operan con fuentes selladas y abiertas),
- **Instalaciones médicas 1** (instalaciones que operan con fuentes selladas),
- **Instalaciones médicas 2** (instalaciones que operan con fuentes abiertas),
- **Instalaciones radiactivas 1 no relevantes** (instalaciones cuyo inventario radiactivo índice < 2),
- **Instalaciones radiactivas 2 relevantes** (instalaciones cuyo inventario radiactivo índice > 2)

TEMAS Y TALLERES

a) Temas básicos: Todo el personal con funciones regulatorias debe haber realizado los siguientes cursos:

- Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear
- Curso de Técnicos en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear

En caso de no haber realizado los cursos antes mencionados se debe acreditar formación equivalente.

No obstante, quienes hayan realizado esos cursos hace 5 o más años, deben realizar cursos de actualización en los siguientes temas:

- Magnitudes y Unidades,
- Protección Radiológica y Seguridad Nuclear,
- Elementos de Salvaguardias y Protección Física,
- Criterios Regulatorios (interacción ARN-Usuario; Procedimientos de inspección y Auditorías, informes y requerimientos).

b) Talleres específicos: Según requerimientos para cada función regulatoria se han previsto los siguientes talleres:

TR:	Transporte Seguro de Material Radiactivo
ARL:	Aspectos Regulatorios - Legales
SGPF:	Salvaguardias y Protección Física
CD1:	Cálculos Dosimétricos (Irradiación Externa e interna - Nivel Básico)
CD2:	Cálculos Dosimétricos (Irradiación Externa - Nivel Superior)
CD3:	Cálculos Dosimétricos (Contaminación Interna - Nivel Superior)
RQ:	Radioquímica
SR:	Seguridad Radiológica
RR:	Residuos Radiactivos
SN1:	Seguridad Nuclear (Depósitos de Material Fisionable)
TP1:	Tecnología de la Protección (Nivel Básico)
TP2:	Tecnología de la Protección (Nivel Superior)
ME1:	Mediciones Radiológicas (Nivel Básico)
ME2:	Mediciones Radiológicas (Nivel Superior - medición de neutrones)
CT:	Prevención de Accidentes de Criticidad
EM1:	Emergencias en Instalaciones Médicas e Industriales
EM2:	Emergencias en Instalaciones Radiactivas Relevantes
CC1:	QA y QC (en Aplicaciones Médicas e Industriales)
CC2:	Sistemas de Calidad (Instalaciones Radiactivas Relevantes)

c) Nivel de formación: Se indica a continuación el nivel de formación requerido (temas y talleres necesarios) para acreditar conocimientos y capacidad como inspector de:

- Instalaciones industriales: TB[2] - CD1 - ME1 - TP1 - SR - TR - EM1 y SGPF
- Instalaciones médicas 1: TB - CD1 - CD2 - ME1 - TP1 - SR - TR - CC1 - EM1 y SGPF
- Instalaciones médicas 2: TB - RQ - CD1 - ME1 - TP1 - SR - TR - RR - CC1 - EM1 y SGPF
- Instalaciones radiactivas 1: TB - RQ - CD1 - ME1 - TP1 - SR - TR - RR - EM1 y SGPF
- Instalaciones radiactivas 2: TB - RQ - CD1 - CD2 - CD3 - ME1 - ME2 - TP1 - TP2 - SR - SN1 - CT - TR - RR - CC2 - EM1 - EM2 y SGPF

EVALUACIÓN

La evaluación debe efectuarse sobre la base de los contenidos definidos en los cuestionarios y debe referirse tanto a los aspectos conceptuales como prácticos.

La aprobación del tema debe ser decidida por al menos dos especialistas, y se aceptará cuando se verifica conocimiento del 70% del temario.

Entre la terminación del taller y la fecha de la evaluación es conveniente que transcurra un tiempo razonable (del orden de una semana). Cuando no se satisfagan los umbrales de aprobación se podrá repetir la evaluación después de 30 días.

CONSEJO DE EVALUACIÓN DEL PERSONAL PROPUESTO PARA DESEMPEÑAR FUNCIONES REGULATORIAS

Debe constituirse un Consejo para analizar los antecedentes del personal propuesto a efectos de determinar los talleres que deberán realizar con el fin de lograr la formación requerida para el tipo de instalación de que se trate.

La evaluación antedicha se efectuará a partir de:

- una encuesta escrita, mediante formularios que deben cumplimentar los postulantes propuestos,
- opinión de sus superiores jerárquicos, y
- en caso de ser necesario, podrá recurrirse a la entrevista del postulante con el Consejo de Evaluación.

Finalmente, y previo a la obtención de su acreditación, los postulantes deberán realizar inspecciones, bajo supervisión, en períodos que podrán oscilar entre 6 y 9 meses (dependiendo del tipo de instalación), a fin de interiorizarse de las características de las instalaciones y procesos.

[2] Temas básicos

Guía para el tratamiento de personas accidentalmente sobreexpuestas a las radiaciones ionizantes -Contaminación externa-

Pérez, M. del R.; Di Trano, J.L. y Gisone, P.A.

Publicado como PI-25/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

GUÍA PARA EL TRATAMIENTO DE PERSONAS ACCIDENTALMENTE SOBREEXPUESTAS A LAS RADIACIONES IONIZANTES

– CONTAMINACIÓN EXTERNA –

CONTENIDO **Páginas N°**

1.	INTRODUCCIÓN	143
2.	CONSIDERACIONES GENERALES	144
3.	CONTAMINACIÓN RADIACTIVA EXTERNA	146
3a.	- Contaminación externa sin lesión en piel	146
3b.	- Contaminación externa con herida	147
4.	PROCEDIMIENTOS PARA LA ASISTENCIA DE PERSONAS CONTAMINADAS CON MATERIAL RADIACTIVO	149
5.	SECUENCIA DE ACCIONES EN CASO DE CONTAMINACIÓN EXTERNA SIN LESIÓN EN PIEL	150
6.	TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE	151
6a.	- Procedimiento descontaminante no específico	151
6b.	- Procedimiento descontaminante específico	153
6b.1.	Actínidos, lantánidos, cobalto, uranio, iodo	153
6b.2.	Mezcla de productos de fisión	154
6b.3.	Fósforo	154
7.	DESCONTAMINACIÓN DE CARA	154
8.	DESCONTAMINACIÓN DE CABELLOS	155
9.	DESCONTAMINACIÓN DE OJOS	155
10.	DESCONTAMINACIÓN DE OROFARINGE	156
11.	TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE BAJO SUPERVISIÓN MÉDICA	156
11a.	- Tratamiento descontaminante de fosas nasales	157
11b.	- Descontaminación de oídos	157
12.	TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE DE HERIDAS	158
12a.	- Herida contaminada con actínidos o lantánidos	158
12b.	- Herida contaminada cromo o manganeso	159
12c.	- Herida contaminada estroncio	159
12d.	- Herida contaminada productos de fisión	160
12e.	- Herida contaminada uranio	160
12f.	- Herida contaminada cobalto	160
12g.	- Herida contaminada otros radionucleidos	160
13.	MEDIDAS DE EVACUACIÓN	163
Anexo	PREPARACIÓN DE SOLUCIONES DESCONTAMINANTES	163

GUÍA PARA EL TRATAMIENTO DE PERSONAS ACCIDENTALMENTE SOBREEXPUESTAS A LAS RADIACIONES IONIZANTES

- CONTAMINACIÓN EXTERNA -

Pérez, M. del R.; Di Trano, J.L y Gisone, P.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

En la actualidad, debido al incremento en la utilización de elementos radiactivos en distintos campos de la industria, medicina, investigación, enseñanza, etc., existe un aumento en el riesgo potencial de ocurrencia de accidentes o incidentes en los que están involucradas las radiaciones ionizantes. Los accidentes o incidentes tienen lugar esencialmente durante la producción, transporte o utilización de esos materiales.

En situaciones de emergencia radiológica se impone una rápida respuesta orientada a limitar la exposición de las personas, mitigar las consecuencias del accidente y restablecer las condiciones de normalidad.

Accidente radiológico: Se lo define como todo suceso con capacidad de producir una sobreexposición, es decir toda irradiación o contaminación capaz de hacer que se superen los límites máximos fijados por la reglamentación vigente.

Incidente radiológico: Se distingue del accidente en que la exposición externa o interna no lleva a superar los valores límites.

Tipos de accidentes radiológicos

Se distinguen dos grandes tipos de accidentes radiológicos:

a) Irradiación externa

b) Contaminación radiactiva: Externa
Interna

a) Irradiación externa

La fuente de irradiación permanece en el exterior del organismo irradiado.

Puede producirse por:

- Radiación fotónica: rayos x ó gamma.
- Partículas: electrones, protones, neutrones, etc.
- Mixta: fotónica más partículas.

Según su extensión puede ser:

- Global (todo el cuerpo).
- Parcial (irradiación de cabeza o tronco).
- Localizada (irradiación de extremidades).

b) Contaminación radiactiva

Contaminación radiactiva externa: la sustancia radiactiva se deposita sobre la superficie exterior del cuerpo (piel, anexos, mucosas) desde la cual lo irradia.

Contaminación radiactiva interna: la sustancia radiactiva penetra al organismo por diferentes vías (digestiva, inhalatoria, lesiones cutáneas o piel intacta), se distribuye en los fluidos corporales produciendo una irradiación interna.

En ambos casos existe urgencia terapéutica, dado que al reducir la contaminación se reduce la dosis y sus posibles efectos.

La contaminación radiactiva puede ocurrir en diversas situaciones tales como:

a) Accidentes nucleares con liberación de productos de fisión.

b) Violación de procedimientos que regulan el trabajo con sustancias radiactivas, particularmente en forma de soluciones o polvos.

c) Rupturas accidentales de fuentes selladas.

d) Errores en la dosificación de radionucleidos con fines diagnósticos o terapéuticos.

e) Accidentes ocurridos durante el ciclo de extracción, procesamiento, gestión o transporte de material radiactivo.

En tales circunstancias las consecuencias radiológicas pueden limitarse a trabajadores ocupacionalmente expuestos o bien pueden comprometer a miembros del público.

2. CONSIDERACIONES GENERALES

a) La secuencia de acciones a tomar desde el punto de vista médico debe responder a una premisa básica: toda situación que ponga en riesgo la vida del paciente tendrá prioridad absoluta respecto de las consideraciones vinculadas con la exposición externa o contaminación interna con radionucleidos. Por lo tanto, la primera medida es determinar si el accidentado presenta compromiso de sus funciones vitales: circulatoria, respiratoria, neurológica o traumatismos severos, en cuyo caso la prioridad es estabilizar al paciente antes de iniciar cualquier otro tratamiento.

b) Una vez estabilizado el paciente, las acciones terapéuticas serán diferentes si se trata de una irradiación externa o de una contaminación radiactiva.

Recordar: **La irradiación externa, plantea urgencia dosimétrica.**
La contaminación radiactiva, urgencia terapéutica.

La prioridad es el tratamiento del individuo contaminado con la finalidad de reducir rápidamente la dosis a fin de evitar la ocurrencia de efectos determinísticos y disminuir la probabilidad de efectos estocásticos. En el caso de la irradiación externa lo prioritario es la estimación de la dosis absorbida a fin de establecer un pronóstico evolutivo.

c) Los tratamientos descontaminantes son más efectivos si se inician precozmente después de ocurrida la contaminación. El objetivo del tratamiento es eliminar el radionucleido específico de la puerta de entrada y prevenir su transferencia a los tejidos sistémicos. Las posibles puertas de entrada son: digestiva, inhalatoria, piel sana, heridas.

d) La toma de muestras se debe realizar antes del lavado, ducha o cualquier otro tratamiento descontaminante.

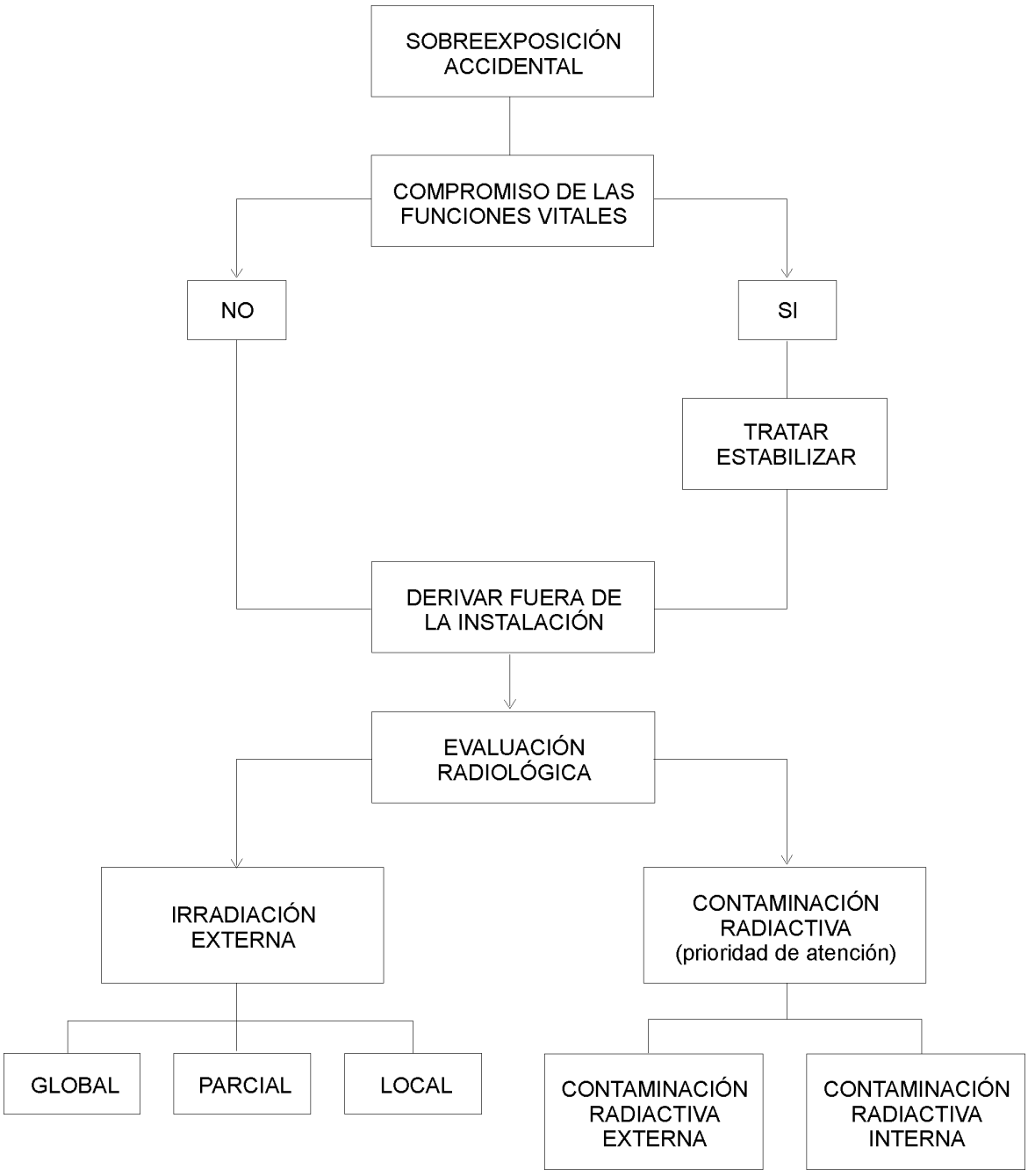
De acuerdo al tipo de accidente se tomarán distintos tipos de muestras: mucus nasal, esputo, heridas, orina, heces, sangre, etc. Todas las muestras deberán ser cuidadosamente protegidas en envases adecuados que eviten la contaminación cruzada de las mismas, rotuladas con nombre y apellido del accidentado, fecha, hora y lugar de la toma.

e) Los líquidos de lavado, compresas, vestimentas y todo lo que esté en contacto con la piel debe ser colectado en recipientes rotulados, para la posterior identificación y medición del radionucleido contaminante.

f) Al finalizar cada uno de los pasos del procedimiento descontaminante se debe monitorear el área tratada con el fin de evaluar la eficacia del tratamiento y determinar si es necesario o no continuar con el mismo. El resultado de cada nuevo monitoreo debe ser registrado en la ficha del paciente.

g) Se debe evitar la extensión de la contaminación en el mismo paciente y a otras personas u objetos.

h) Evitar la abrasión de la piel y el uso de productos que puedan facilitar el pasaje del material contaminante a través de la misma. Comenzar con los agentes menos irritantes, aplicar técnicas o procedimientos más abrasivos sólo si es absolutamente necesario.



3. CONTAMINACIÓN RADIACTIVA EXTERNA

Se mencionó anteriormente que la contaminación externa se produce cuando el material radiactivo se deposita sobre la superficie del cuerpo, produciendo una exposición externa. La contaminación de la piel y mucosas es uno de los riesgos asociados con el manejo de sustancias radiactivas. El propósito de este documento es el de abordar la problemática de la contaminación externa con la inclusión de algunas recomendaciones, de aplicación práctica, para la evaluación y tratamiento de pacientes contaminados.

En caso de contaminación externa verificar:

- Estado de la piel (con o sin lesiones).

- Identificar: Radionucleido contaminante.
  Forma (física y química).
  Actividad depositada.

En la contaminación externa se pueden considerar las siguientes posibilidades:

3a. Contaminación externa sin lesión en piel.

3b. Contaminación externa con herida.

3a. CONTAMINACIÓN EXTERNA SIN LESIÓN EN PIEL

3a.1. Objetivos del tratamiento descontaminante

- Remover el radionucleído para reducir la tasa de dosis y prevenir su incorporación.

- Mejorar la exactitud de contaje en el contador de todo el cuerpo cuando se requiere estimar la carga interna del radionucleido contaminante.

3a.2. Principios para la descontaminación de la piel

1. Uno de los mayores problemas en el manejo temprano de personas contaminadas con radionucleidos es el conocimiento de la extensión y magnitud de la contaminación externa.

Existe una variedad de técnicas bien desarrolladas y de instrumentación específica para la detección y medición de la radiación. El personal médico y paramédico destinado a la asistencia de pacientes contaminados debería familiarizarse con estas técnicas. Si bien el monitoreo de la contaminación debe ser llevado a cabo por personal especialmente entrenado para ello, debe existir una adecuada interacción entre los distintos grupos afectados a la intervención.

Si son varios los individuos en los que se sospecha una sobreexposición accidental se deberá realizar una clasificación de las víctimas (“triage”). El triage implica consideraciones médicas y radiológicas. El triage médico está relacionado con la evaluación clínica de los pacientes con lesiones de distinto grado de severidad. Toda condición que implique compromiso de las funciones vitales deberá ser considerada de manera prioritaria. El triage radiológico resultante del monitoreo permitirá separar inicialmente dos grupos: un grupo de individuos sin contaminación externa detectable y un grupo con contaminación de piel sana o heridas. En la etapa de triage puede ser difícil evaluar la contaminación interna. En caso de contaminación importante puede ser útil el monitoreo de muestras de orina.

2. La determinación del tratamiento inicial está basada en el conocimiento del metabolismo de los compuestos químicos, así como toda la información disponible sobre características del accidente, probables radionucleidos involucrados o identificación temprana de radionucleidos por espectrometría u otras mediciones radiológicas. Se deberá considerar el tipo de instrumental requerido de acuerdo a los radionucleidos involucrados: detectores alfa, beta o gamma o cualquier combinación de ellos.

3. En muchos casos de contaminación cutánea con materiales radiactivos, la descontaminación es realizada por personal no médico presente en el escenario del accidente (oficiales de radioprotección).

En todos los casos de contaminación dar aviso al servicio médico de la instalación.

4. El médico debe evaluar la contaminación residual, eficacia del tratamiento descontaminante y condición de la piel. Estos factores pueden modificar la determinación del tipo de tratamiento. El médico debe decidir cuando continuar con la descontaminación y cuando es imprudente proseguir. La finalidad es remover la mayor cantidad posible del material contaminante sin agredir seriamente la piel.

5. Evitar la extensión de la contaminación, la abrasión de la piel y el uso de productos que puedan facilitar el pasaje de material a través de la misma.

3b. CONTAMINACIÓN EXTERNA CON HERIDA

Se hace referencia a heridas o quemaduras contaminadas. En presencia de una herida contaminada se deberá considerar la posible contaminación interna, por lo tanto se debe realizar el tratamiento de la herida contaminada y simultáneamente el de la contaminación interna.

En estos casos se debe realizar una evaluación inicial de:

a) Severidad de la injuria

En primer lugar se debe realizar el tratamiento de emergencia de la injuria:

- Controlar la hemorragia.
- Tratar el shock.

b) Nivel de contaminación

Después del tratamiento de emergencia, el primer paso en la descontaminación de la herida es determinar el sitio contaminado. Con emisores beta energéticos o gamma, esta determinación es relativamente sencilla siendo más dificultosa cuando se trata de un contaminante emisor beta débil o alfa.

Tener en cuenta que en algunos casos la remoción de la contaminación requiere de tratamiento quirúrgico.

c) Captación y deposición del contaminante

La captación a través de una herida a la circulación general o la deposición en nódulos linfáticos regionales es de gran importancia.

Los factores que determinan la velocidad de movimiento del radionucleido a través de la herida son: características físico-químicas, solubilidad, ph, reactividad del tejido, tamaño de partícula, etc. Si el contaminante está en un estado altamente ácido o cáustico, puede determinar la coagulación de las proteínas tisulares y disminuir la difusión del contaminante dentro de los fluidos tisulares.

Radionucleidos de vida larga, como por ejemplo plutonio 239 ó estroncio 90 son de gran importancia, por que ellos continúan irradiando las células que rodean la herida o en el caso de pasar la barrera cutánea producen irradiación de órganos internos.

d) Clasificación de injurias en piel

Abrasiones

Presentan frecuentemente depilación y sangrado, y la barrera epidérmica no está intacta, por lo que representa un potencial considerable para la absorción del contaminante desde la superficie.

Estas superficies pueden ser lavadas con un detergente.

Si es necesario, aplicar un anestésico tópico (lidocaína 4%) para permitir un lavado más riguroso. Luego de haber realizado un esfuerzo razonable, no es necesario continuar para remover toda la contaminación residual de la superficie.

Permitir la formación de la escara, y cuando ésta se desprende espontáneamente, debe ser conservada para su posterior medición.

Punciones

Pueden ser causadas por metales o astillas de vidrio contaminadas, herramientas pequeñas o accidentes con agujas hipodérmicas durante una inyección.

La localización exacta del sitio contaminado, puede ser dificultosa.

Laceraciones

Una laceración realizada superficialmente con un objeto afilado contaminado, presenta menor dificultad para detectar la zona contaminada de la herida y luego descontaminarla.

Frecuentemente, gran parte de la contaminación se deposita sobre los bordes de la herida. En el caso de laceraciones rasgadas y profundas, la contaminación puede depositarse en los planos profundos, con la consiguiente migración, siendo en este caso más dificultosa la detección y su posterior descontaminación.

Quemaduras

Las quemaduras contaminadas presentan un potencial considerable para la absorción de radionucleidos desde la superficie.

La superficie presenta depilación y sangrado, y la barrera epidérmica no está intacta.

Tener en cuenta:

- Extensión de la quemadura.
- Gravedad de la contaminación.

Primero se debe tratar la quemadura. El tratamiento de la contaminación se realiza de manera similar a la indicada para heridas contaminadas.

En el caso de quemaduras contaminadas con compuestos insolubles, estos podrán ser eliminados con la escara.

En algunos casos se pueden colocar vendajes en los primeros días, para dejar que el contaminante sea eliminado con las costras o por el mismo vendaje.

3b.1. Manejo de pacientes con heridas contaminadas

1. Cuando se produce contaminación de la superficie externa del cuerpo, verificar si el accidentado presenta heridas.

2. Si la condición del paciente requiere de primeros auxilios o terapia médica por serias complicaciones, esto será prioritario por sobre la descontaminación.

En los casos de contaminación de la superficie externa y/o sospecha de contaminación interna es prioritario el tratamiento descontaminante, excepto que las injurias sobre las funciones vitales exijan su tratamiento inmediato para salvar la vida del accidentado. El tiempo durante el cual la aplicación del tratamiento descontaminante pospone la atención médica del traumatismo y/o la emergencia, es una decisión que debe adoptar el médico responsable de la intervención.

Prioridad: **Tratar el compromiso de las funciones vitales.**
Estabilizar al paciente.

3. En presencia de una herida contaminada, tener en cuenta:

a. Tratamiento descontaminante de la herida.
b. Evaluar la posible contaminación interna.

4. PROCEDIMIENTOS PARA LA ASISTENCIA DE PERSONAS CONTAMINADAS CON MATERIAL RADIACTIVO

4a. OBJETIVOS

Enumerar la distribución de medidas y responsabilidades para la asistencia de personas contaminadas con material radiactivo de acuerdo al sitio de asistencia y grupos de intervención.

4b. INDICACIONES GENERALES

- El tratamiento de las contaminaciones implica la aplicación de un conjunto de medidas y distribución de responsabilidades dentro del grupo de intervención.

- Tan pronto como se reconoce una situación anormal por contaminación, el personal responsable de la intervención debe definir la secuencia de acciones a realizar.

- El tratamiento médico para preservar la vida tiene prioridad sobre el tratamiento descontaminante, no obstante cuando se sospecha una contaminación se debe realizar inmediatamente la mejor evaluación de la misma y simultáneamente considerar la posibilidad de aplicar tratamiento descontaminante precoz.

De acuerdo a las circunstancias, las medidas descontaminantes pueden ser aplicadas en:

- Instalación.
- Servicio médico de la instalación.
- Centro de derivación.

4c. TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE EN UNA INSTALACIÓN

4c.1. Tareas del personal de protección radiológica de la instalación

El personal de protección radiológica de la instalación debe:

- Preparar un sitio adecuado en la instalación para la asistencia del personal contaminado. Disponer y mantener en condiciones de uso, equipos de medición, materiales y botiquín para la descontaminación.

- Designar y capacitar al personal de la instalación para participar bajo su dirección en la aplicación de las primeras medidas de la intervención.

- En caso de traumatismos y/o emergencias médicas notificar al servicio médico para su intervención.

Cuando se produzca contaminación en la superficie externa del cuerpo o se sospeche una contaminación interna se debe realizar la descontaminación, siempre que no exista daño sobre órganos vitales que pongan en peligro la vida del paciente.

5. SECUENCIA DE ACCIONES EN CASO DE CONTAMINACIÓN EXTERNA SIN LESIÓN EN PIEL

Cuando se produce contaminación de la superficie externa del cuerpo y el individuo no presenta lesiones en piel se debe:

1) Delimitar por monitoreo el área contaminada. Analizar la necesidad de lavar parte o todo el cuerpo con ducha flexible. Evitar la extensión de la contaminación.

2) Controlar los movimientos del contaminado con el propósito de evitar la contaminación de otras partes del cuerpo y su dispersión a otras personas y objetos.

3) Cuando la contaminación se localiza en oído y/o nariz, trasladar al accidentado al servicio médico para su descontaminación.

4) Si la contaminación de la piel intacta se localiza en el cuerpo, cara, cabellos, ojos, boca, garganta, trasladar al contaminado hasta el lugar de la instalación destinado a la descontaminación.

5) Cambiar la vestimenta contaminada por otra limpia.

6) Tomar muestra de soplado nasal.

7) Monitorear la piel antes y después de cada paso para evaluar la acción descontaminante.

8) Detener la descontaminación, después de cualquiera de los pasos indicados en el proceso de descontaminación externa cuando el nivel de contaminación residual sea del orden de:

3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma
0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Además, se debe realizar una evaluación del estado de la piel después de cada procedimiento descontaminante y en caso de observar signos de importante irritación cutánea se indica la suspensión del procedimiento descontaminante.

En ausencia de estos signos de compromiso cutáneo es difícil determinar un valor aceptable de contaminación residual a partir del cual se debe suspender la descontaminación. Establecer un valor fijo requiere de una serie de consideraciones que pueden ser motivo de errores. Se debe tener en cuenta que la tasa de contaje depende de la ubicación de la sonda con respecto a la superficie contaminada, por lo tanto es necesario poner especial cuidado en la posición del detector de manera que en cada monitoreo se respete su ubicación anterior. También se deben tener en cuenta otros factores, tales como localización y distribución de la contaminación, forma físico-química del radionucleido contaminante. Todo esto nos lleva a considerar que no es conveniente establecer niveles arbitrarios de contaminación que deben alcanzarse antes de dar por finalizado el procedimiento descontaminante.

Sin embargo, los valores citados anteriormente 3,7 $Bq.cm^{-2}$ y 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$ y 10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) pueden servir como valores de referencia con fines prácticos.

Finalmente, la decisión de continuar o no con el tratamiento descontaminante será el resultado de un correcto balance costo-beneficio entre la contaminación residual y la injuria en piel.

9) En todos los casos, sea cual fuere el nivel de contaminación residual alcanzado, trasladar al accidentado al SERVICIO MÉDICO para examinar la superficie tratada y/o completar la asistencia.

6. TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE

6a. PROCEDIMIENTO DESCONTAMINANTE NO ESPECÍFICO

Los procedimientos aplicados para la descontaminación deberán ser realizados con cuidado, especialmente cuando se trata de piel dañada.

Los movimientos descontaminantes se realizarán de afuera hacia adentro, en el área contaminada, evitando contaminar zonas libres de contaminación.

Etapa 1

a) Lavar la piel con jabón líquido ácido y abundante cantidad de agua tibia.

b) Frotar suavemente utilizando brocha de afeitar o esponja de poliuretano, formando espuma, durante 3 minutos.

Poner especial cuidado en la limpieza de uñas, bordes externos de manos y espacios interdigitales.

c) Secar con papel absorbente.

d) Monitorear la superficie contaminada, líquidos de lavado y papel de secado.

Si persistiera un nivel de contaminación residual:

Mayor que 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma.
Mayor que 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa.

Repetir esta etapa 2 veces más.

Si persiste el nivel de contaminación residual indicado anteriormente, continuar con la etapa 2.

Etapa 2

a) Humedecer la superficie contaminada con agua tibia.

Frotar suavemente con permanganato de potasio al 5% en solución acuosa recién preparada, utilizando brocha de afeitar o cepillo de cerda suave, durante 2 minutos. Se trata de una solución oxidante que remueve la capa córnea de la piel, no recomendada para descontaminar la cara ni orificios naturales.

b) Decolorar la piel inmediatamente con hiposulfito de sodio al 5% en solución acuosa recién preparada, frotando suavemente con esponja o cepillo.

c) Enjuagar con abundante agua tibia.

d) Secar con papel absorbente.

e) Monitorear el área contaminada, líquido de lavado y el papel de secado.

f) Si persiste un nivel de contaminación residual

Mayor que 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma
Mayor que 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Repetir la operación.

La descontaminación con permanganato de potasio puede ser repetida hasta 3 veces, respetando la integridad de la epidermis.

Si persiste el nivel de contaminación residual indicado arriba, continuar con la etapa 3.

Etapa 3

a) Humedecer la piel con agua tibia y luego frotar con una esponja embebida con la solución complejante (solución de EDTA), durante 1 minuto.

b) Enjuagar con agua tibia.

c) Secar con papel absorbente.

d) Monitorear la piel, líquido de lavado y papel de secado.

e) Si el nivel de contaminación residual es:

Mayor que 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma
Mayor que 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Repetir esta operación hasta 3 veces.

Si los niveles de contaminación residual no son aceptables continuar con la etapa 4.

Etapa 4

a) Humedecer la piel con solución de hipoclorito de sodio al 1% y frotar suavemente con esponja durante 2 minutos.

b) Enjuagar con abundante agua tibia.

c) Secar con papel absorbente.

d) Monitorear piel, líquido de lavado y papel de secado.

e) Si el nivel de contaminación residual es:

Mayor que 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma
Mayor que 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Repetir la operación.

Etapa 5

Si persiste la contaminación, cubrir la zona con lanolina y colocar vendaje oclusivo.

En el caso de contaminación de dedos o manos, aplicar lanolina y cubrir con guante de algodón, colocando por encima de éste un guante de goma.

Dejar durante 24 horas a 48 horas. Se crea de este modo un gradiente osmótico que facilita la salida del radionucleido desde la piel al exterior

Quitar el vendaje o guante, medir la contaminación residual en piel, y si es necesario repetir la descontaminación.

- Finalizada la descontaminación tratar la piel con cremas dermoprotectoras (Derma-glós MR) cubrir con gasa estéril.

- En contaminaciones circunscriptas colocar tela adhesiva o tela film. Cambiar varias veces, cinco o seis. Medir.

6b. PROCEDIMIENTO DESCONTAMINANTE ESPECÍFICO

6b.1. Actínidos, lantánidos,cobalto, uranio, iodo.

a) Lavar la piel con jabón líquido ácido y abundante cantidad de agua tibia.

b) Frotar suavemente utilizando brocha de afeitar o esponja de poliuretano, formando espuma, durante 3 minutos.

Poner especial cuidado en la limpieza de uñas, bordes externos de manos y espacios interdigitales.

c) Secar con papel absorbente.

d) Monitorear la superficie contaminada, líquidos de lavado y papel de secado.

Si persistiera un nivel de contaminación residual:

Mayor que 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma

Mayor que 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Repetir esta etapa 3 veces.

e) Si los niveles de contaminación residual siguen siendo superiores a los anteriormente citados proceder a la descontaminación específica.

Descontaminación Específica:

ACTINIDOS LANTÁNIDOS COBALTO	Lavados con DTPA-Ca al 1%.

URANIO	Lavados con solución BICARBONATADA al 1,4%.

IODO	Lavados con solución de LUGOL. Luego decolorar con hiposulfito de sodio al 1%.

f) Para el resto seguir las etapas enumeradas en el procedimiento descontaminante.

6b.2. Mezcla de productos de fisión

Cesio **Estroncio** **Cerio**	Lavar con DTPA-Ca al 1%. Administrar 130 mg de ioduro de potasio, por vía bucal.

Iodo	

6b.3. Fósforo (P^{32})

Fósforo	Lavar con solución de ácido acético (ph 4-5) o simplemente con vinagre común. Enjuagar con abundante agua tibia.

7. DESCONTAMINACIÓN DE CARA

Evitar la dispersión del contaminante a otras partes del cuerpo. Cubrir cuello y tronco de la persona contaminada con ropa limpia.

Evitar la contaminación de puertas de entrada, boca, nariz, ojos, para prevenir la incorporación del radionucleido.

Procedimiento:

1) Frotar suavemente con brocha de afeitar o esponja humedecida con agua tibia y jabón líquido ácido, formando espuma durante 3 minutos.

2) Enjuagar con abundante agua tibia.

3) Secar con papel absorbente.

4) Monitorear la superficie tratada, líquidos de lavado y papel de secado.

   Si es necesario repetir 2 veces el procedimiento anterior.

5) Frotar suavemente con esponja humedecida en solución de ácido cítrico al 3% evitando

   la contaminación de boca, nariz, ojos, etc.

   Enjuagar con agua tibia.

6) Secar con papel absorbente.

7) Monitorear la superficie tratada, líquidos de lavado y papel de secado.

   Si es necesario repetir 2 veces el lavado con ácido cítrico al 3%.

8) Frotar suavemente con esponja humedecida con solución complejante.

   Evitar la contaminación de boca, nariz, ojos,etc.

   Enjuagar con agua tibia.

9) Secar con papel absorbente.

10) Monitorear el área tratada, líquidos de lavado y papel de secado.

    Si es necesario repetir 2 veces el lavado con solución complejante.

No usar en cara soluciones de:	PERMANGANATO DE POTASIO HIPOSULFITO DE SODIO HIPOCLORITO DE SODIO

8. DESCONTAMINACIÓN DE CABELLOS

Evitar la contaminación de otras partes del cuerpo, cubriendo cuello y tronco del contaminado con ropa limpia.

Posición para la descontaminación de cabellos:

Extender la cabeza hacia atrás del eje del cuerpo sobre un soporte apoyacabezas igual al utilizado para el lavado convencional de los mismos.

Procedimiento:

1) Lavar el cabello con abundante agua tibia y champú.

Enjuagar con agua tibia.

Realizar tantos lavados como sea necesario.

Después de cada lavado secar primero con papel absorbente y completar después con secador de cabellos.

Monitorear la superficie contaminada, el líquido de lavado y el papel de secado.

2) Lavar con solución de ácido cítrico 3%.

Enjuagar con agua tibia.

Secar.

Monitorear el área contaminada, los líquidos de lavado y papel de secado.

3) Lavar y frotar suavemente los cabellos con solución complejante durante 3 minutos.

Enjuagar con abundante agua tibia.

Monitorear el área contaminada, líquido de lavado y el papel de secado.

4) En caso de persistir la contaminación por encima de los valores:

3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma ó
0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa

Evaluar la necesidad de cortar el cabello.

No usar en cabellos soluciones de:	PERMANGANATO DE POTASIO HIPOSULFITO DE SODIO HIPOCLORITO DE SODIO

9. DESCONTAMINACIÓN DE OJOS

1. Lavar inmediatamente los ojos con abundante cantidad de agua tibia, desde el lado interno hacia el externo utilizando una jeringa, realizando cada lavado en forma suave. Secar los párpados y piel que rodea al ojo con papel absorbente.

Monitorear el área contaminada, líquido de lavado y papel de secado.

2. Trasladar al accidentado al servicio médico para ser examinado y eventualmente completar la descontaminación (descontaminación específica).

10. DESCONTAMINACIÓN DE OROFARINGE

1. Tomar muestra de soplado nasal.

2. Realizar gárgaras con agua tibia, evitando ingerir los líquidos.

3. Evitando la ingestión de líquidos realizar 5 ó 6 gárgaras con una solución de DTPA al 1%, durante 1 ó 2 minutos cada una.
   Monitorear el área contaminada y el líquido de lavado.

4. Realizar una inhalación con aerosol de DTPA (ej. SPINHALER).

5. Limpiar dientes con pasta dentífrica y cepillo, suavemente, formando espuma durante 3 minutos.

   Enjuagar con abundante agua tibia.

   Monitorear los líquidos de lavado y enjuague.

   Repetir el procedimiento si fuese necesario.

6. Realizar 5 ó 6 gárgaras con solución de citrato de sodio al 3% durante 1 minuto cada una.

   Enjuagar con abundante agua tibia.

   Monitorear el área contaminada y el líquido de enjuague.

7. Repetir si fuese necesario.

En todos los casos enumerados: Trasladar al contaminado a un servicio médico convenientemente preparado para recibir personas contaminadas y realizar la evaluación del tratamiento descontaminante y eventualmente completarlo.

11. TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE BAJO SUPERVISIÓN MÉDICA

El personal médico encargado de asistir a personas contaminadas con material radiactivo debe:

a) Disponer de un área para la atención del personal contaminado, aislada de los consultorios de atención médica laboral convencional.

   Preparar y mantener en condiciones de uso equipos para el monitoreo de la contaminación, materiales y botiquín para la descontaminación.

b) Asistir a cursos de capacitación y actualización para la atención del personal contaminado.

c) Decidir las prioridades de asistencia terapéutica en contaminaciones asociadas a traumatismos y/o emergencias médicas.

   Siempre es prioritaria la atención médica de traumatismos y/o emergencias clínicas severas.

El tratamiento descontaminante debe ser prioritario cuando:

La contaminación interna origina manifestaciones agudas en órganos vitales.

En un accidentado con traumatismo, y/o en caso de emergencias que no se agraven con el retardo de la asistencia.

Tratamiento descontaminante bajo supervisión médica:

11a. Tratamiento descontaminante de las fosas nasales.

11b. Descontaminación de oídos.

11a. TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE DE FOSAS NASALES

a) Tomar muestra de soplado nasal.

b) Introducir cuidadosamente un catéter blando de 3 - 4 mm de diámetro en una fosa nasal hasta una distancia de 3 - 4 cm del orificio nasal.

c) Inclinar la cabeza hacia adelante sobre un recipiente e inyectar con jeringa solución fisiológica mientras el accidentado expele simultáneamente por nariz.

Secar con papel absorbente la superficie cutánea que rodea las fosas nasales.

Monitorear la superficie contaminada, el líquido de lavado y el papel de secado.

c) Inyectar con jeringa una solución de DTPA al 1% a través del catéter, mientras el accidentado expele simultáneamente por la nariz.
Secar con papel absorbente la superficie cutánea que rodea las fosas nasales.

Monitorear la superficie contaminada, el líquido de lavado y el papel de secado.

e) Inyectar a través del catéter, en iguales condiciones que el paso anterior, solución fisiológica.

Secar con papel absorbente la piel que rodea las fosas nasales.

Monitorear la superficie contaminada, líquido de lavado y papel de secado.

h) Reducir la contaminación por debajo de 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores beta-gamma 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para emisores alfa.

i) En caso contrario repetir los pasos anteriores.

j) Si el radionucleido contaminante es un actínido o lantánido después de realizar los lavados, efectuar una inhalación con aerosol de DTPA (SPINHALER).

11b. DESCONTAMINACIÓN DE OÍDOS

a) Descartar patología aguda o crónica del conducto auditivo externo mediante exámen otorrinolaringológico.

b) Colocar al accidentado en igual posición que para un lavado de oídos convencional.

c) Lavar con abundante cantidad de solución fisiológica.

d) Monitorear la superficie contaminada y el líquido de lavado.

e) Lavar de igual forma el conducto auditivo con agua oxigenada al 3%.

f) Monitorear la superficie contaminada y el líquido de lavado.

g) Repetir si fuese necesario los dos pasos anteriores.

h) En caso de lesiones agudas o crónicas del conducto auditivo aplicar los mismos pasos, pero utilizando un hisopo de algodón bajo control ocular.

i) Reducir la contaminación residual por debajo de:

3,7 Bq.cm^{-2} (10^{-4} μCi.cm^{-2}) para emisores beta-gamma
0,37 Bq.cm^{-2} (10^{-5} μCi.cm^{-2}) para emisores alfa.

En todos los casos registrar la asistencia descontaminante en los formularios específicos.

Si el accidente ocurre en una instalación nuclear el jefe del servicio médico de la instalación es responsable en primera instancia de la asistencia al personal contaminado.

El personal médico y paramédico designado es responsable de las medidas aplicadas en la intervención.

12. TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE DE HERIDAS

Cuando se determina que el paciente presenta una herida contaminada con material radiactivo sin presentar traumatismo severo y no requiere tratamiento de urgencia las primeras medidas a tomar son:

a) Dificultar el retorno venoso mediante la colocación de un torniquete.
Facilitar el sangrado.

b) Lavar la herida con abundante cantidad de agua tibia o solución salina, durante 3 ó 4 minutos.

c) Monitorear la herida con el propósito de localizar la zona contaminada.

d) Cubrir la herida con gasa estéril.

e) Monitorear la vestimenta. Si fuese necesario cambiarla.

f) Trasladar al individuo contaminado al servicio médico de la instalación.

12a. HERIDA CONTAMINADA CON ACTÍNIDOS O LANTÁNIDOS

ACTÍNIDOS	**Plutonio (Pu)** **Americio (Am)** **Curio (Cu)** **Berkelio (Bk)** **Californio (Cf)** **Einstenio (Es)**	
LANTÁNIDOS	**Lantano (La)** **Praseodimio (Pr)** **Prometio (Pm)** **Europio (Eu)** **Terbio (Tb)** **Holmio (Ho)** **Tulio (Tu)**	**Cerio (Ce)** **Neodimio (Nd)** **Samario (Sm)** **Gadolinio (Gd)** **Disprosio (Dy)** **Erbio (Er)** **Yterbio (Yb)** **Lutecio (Lu)**

a) Dificultar el retorno venoso mediante la colocación de un torniquete.
Facilitar el sangrado.

b) Lavar la herida con abundante cantidad de solución fisiológica estéril.

c) Monitorear la herida, con el propósito de localizar la zona contaminada, y los líquidos de lavado.

d) Lavar la herida con solución concentrada (25%) de DTPA-Ca o verter 1 ampolla de 1g de DTPA-Ca al 25%.

e) Cubrir la herida con gasa estéril.

f) Cambiar la vestimenta y trasladar al contaminado al SERVICIO MÉDICO DE LA INSTALACIÓN, para completar el tratamiento dentro de los 30 - 45 minutos de ocurrido el accidente.

g) Tratamiento en el servicio médico de la instalación.

Administrar por vía endovenosa 0,5 g (media ampolla) de DTPA- Ca diluido en 250 ml de solución fisiológica, lentamente.

12b. HERIDA CONTAMINADA CON SALES DE CROMO O MANGANESO

a) Dificultar el retorno venoso mediante la colocación de un torniquete.

Facilitar el sangrado de la herida.

b) Lavar la herida con abundante cantidad de solución fisiológica estéril.

c) Monitorear la herida y líquidos de lavado.

d) Lavar la herida con solución de DTPA-Ca al 25% o verter una ampolla de 1 g de DTPA-Ca al 25% e inyectar por vía endovenosa una solución conteniendo 0,5 g de DTPA-Ca (media ampolla) en 250 ml de solución fisiológica, lentamente.

Si el tratamiento anterior no puede ser aplicado, la opción sería lavar la herida con una solución conteniendo 1g de **DEFEROXAMINA** (Desferal MR, 2 ampollas), en 100 ml de solución fisiológica e inyectar por vía endovenosa 1g de **DEFEROXAMINA** (Desferal), para las sales de Cromo, o inyectar por vía INTRAMUSCULAR 1g de **DEFEROXAMINA**, para sales de Manganeso.

e) Monitorear la herida y líquidos de lavado.

12c. HERIDA CONTAMINADA CON ESTRONCIO

a) Dificultar el retorno venoso mediante la colocación de un torniquete.

Facilitar el sangrado de la herida.

b) Lavar la herida con abundante cantidad de solución fisiológica estéril.

c) Monitorear la herida y líquidos de lavado.

d) Depositar sobre la herida: 1g de ***rodizonato de sodio o potasio.***

e) Administrar por vía bucal: 10 g de ***alginato de calcio.***

Se puede reemplazar el alginato por 15-45 ml de fosfato de aluminio (fosfato de aluminio gel).

12d. CONTAMINACIÓN DE HERIDAS CON PRODUCTOS DE FISIÓN

Radionucleidos transportables	Cs 137, Sr 90, iodo
Radionucleidos no transportables	Ce 144

Tratamiento:

a) Dificultar el retorno venoso mediante la colocación de un torniquete.

Facilitar el sangrado de la herida.

b) Lavar la herida con abundante cantidad de solución fisiológica estéril.

c) Monitorear la herida y líquidos de lavado.

d) Administrar por vía bucal:

130 mg de ioduro de potasio o magnesio.

1g de AZUL DE PRUSIA, 3 veces al día.

e) Administrar por vía endovenosa:

Media ampolla (0,5 g) de DTPA-Ca diluido en 250 ml de solución fisiológica, lentamente.

f) Tratamiento específico de la herida:

Lavar con solución de DTPA-Ca 25% o verter 1 ampolla de DTPA-Ca al 25%.

Espolvorear sobre la herida 1 g de Rodizonato de potasio.

12e. HERIDA CONTAMINADA CON URANIO

a) Lavar la herida con solución de bicarbonato de sodio al 1,4%.

b) Inyectar por vía endovenosa lenta 250 ml de solución de bicarbonato de sodio 1,4%.

12f. HERIDA CONTAMINADA CON COBALTO

a) Inyección endovenosa lenta de 0,5 g de DTPA-Ca (media ampolla).

b) Lavar la herida con solución de DTPA-Ca al 25% o verter 1 ampolla conteniendo 1 g de DTPA-Ca al 25%.

c) Medir.

d) Si persiste actividad, evaluar el traslado del paciente para realizar tratamiento quirúrgico.

12g. HERIDA CONTAMINADA CON OTROS RADIONUCLEIDOS

a) Lavar la herida con una solución de agua oxigenada al 3%.

Secar con gasa estéril.

Monitorear la herida, el líquido de lavado y la gasa de secado.

b) Lavar con solución de DTPA-Ca al 25%.

Secar con gasa estéril.

Monitorear la herida, el líquido de lavado y la gasa de secado.

c) Cuando el nivel de contaminación residual es mayor a 3,7 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-4} $\mu Ci.cm^{-2}$ para emisores beta-gamma ó 0,37 $Bq.cm^{-2}$ (10^{-5} $\mu Ci.cm^{-2}$) para alfa, repetir el tratamiento descontaminante.

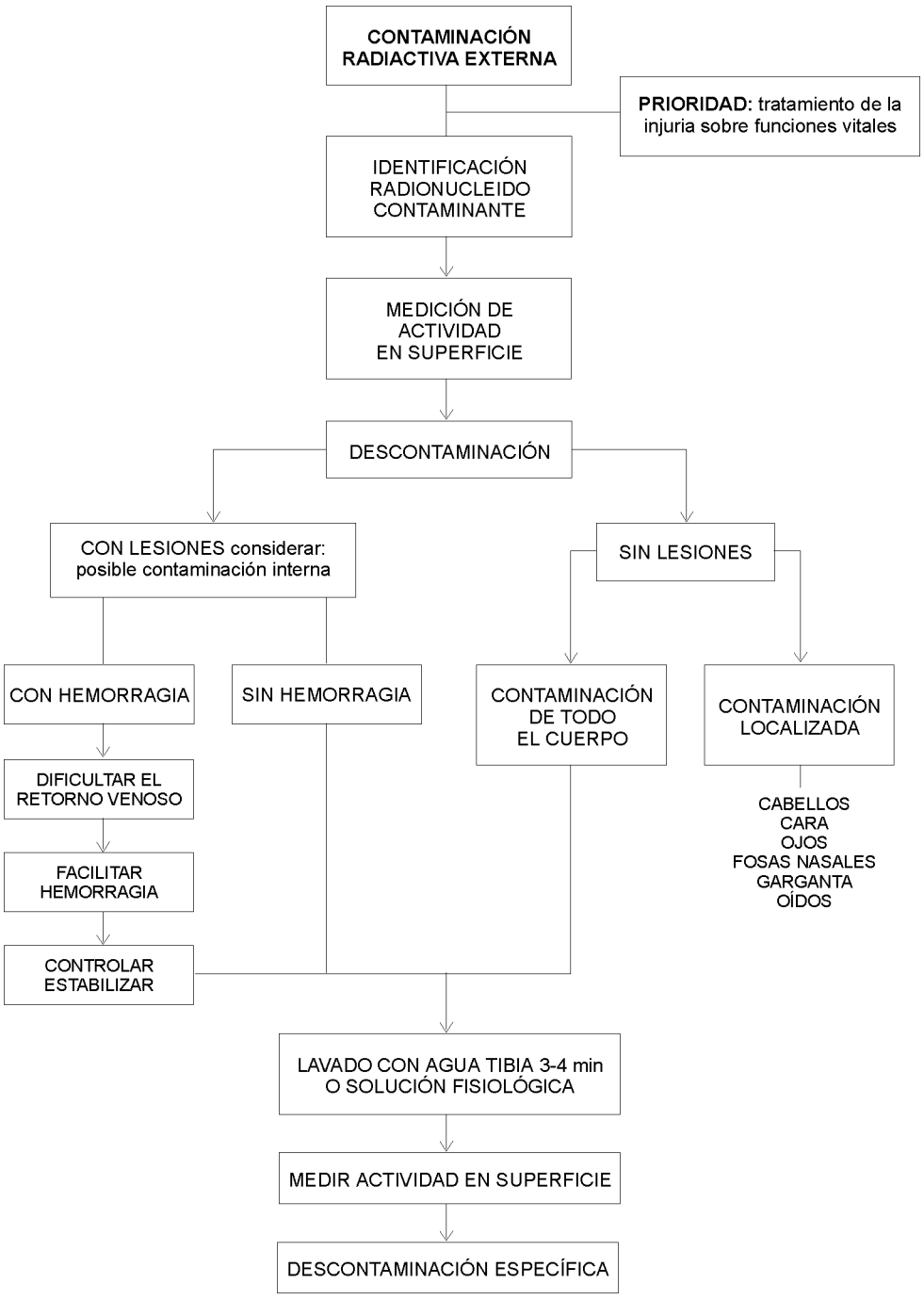
En caso de persistir niveles elevados de contaminación residual evaluar la eliminación quirúrgica del tejido contaminado.

En todos los casos de herida contaminada o en aquellos que se sospeche contaminación interna:

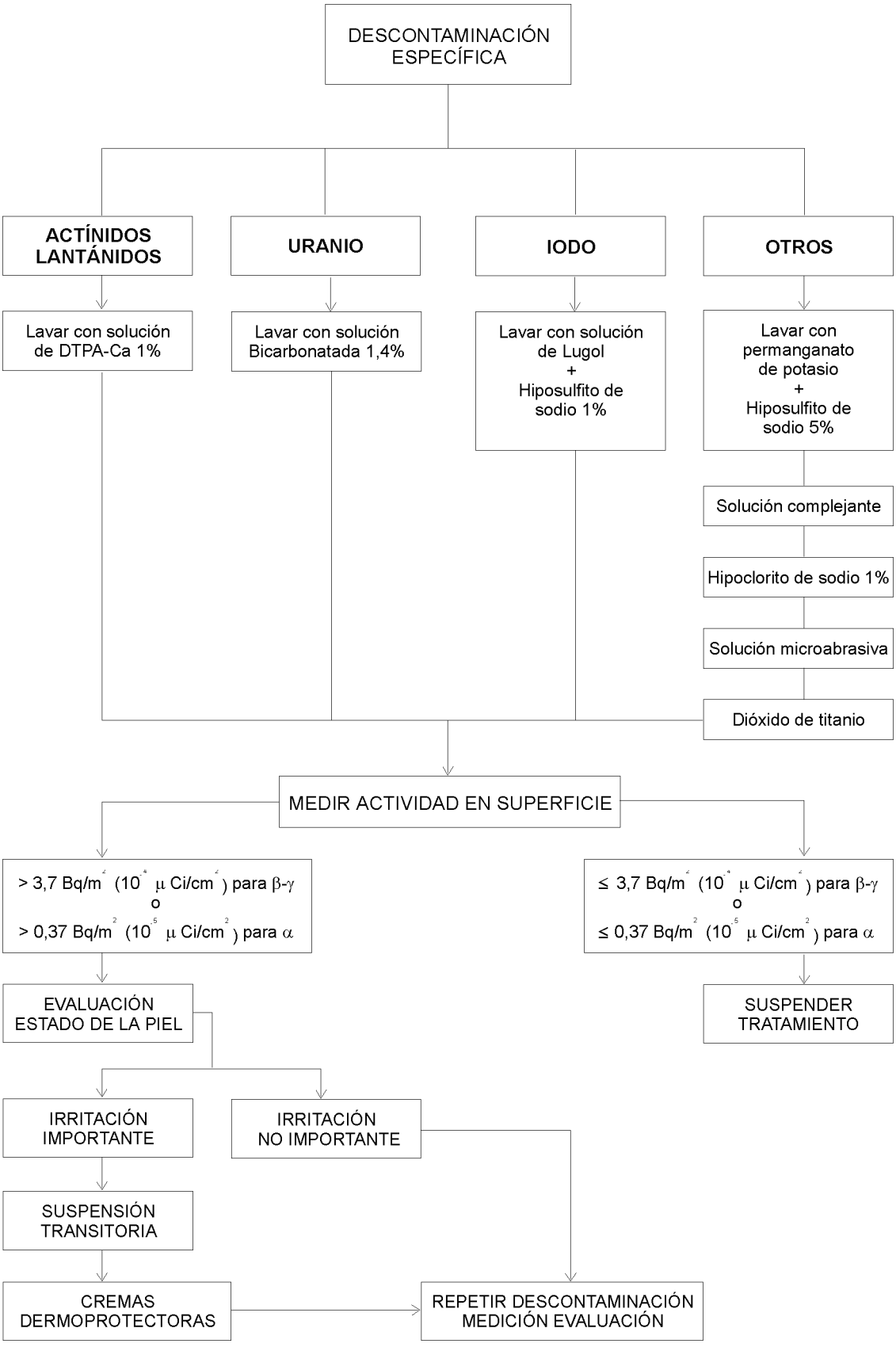
- Evaluar la incorporación (CTC).

- Indicar análisis de excretas.

- En caso de heridas contaminadas es aconsejable trasladar al paciente a un servicio especializado.



continúa en la página siguiente


DESCONTAMINACIÓN ESPECÍFICA
ACTÍNIDOS LANTÁNIDOS
URANIO
IODO
OTROS
Lavar con solución de DTPA-Ca 1%
Lavar con solución Bicarbonatada 1,4%
Lavar con solución de Lugol + Hiposulfito de sodio 1%
Lavar con permanganato de potasio + Hiposulfito de sodio 5%
Solución complejante
Hipoclorito de sodio 1%
Solución microabrasiva
Dióxido de titanio
MEDIR ACTIVIDAD EN SUPERFICIE
> 3,7 Bq/m² (10⁻⁴ μ Ci/cm²) para β-γ
o
> 0,37 Bq/m² (10⁻⁵ μ Ci/cm²) para α
≤ 3,7 Bq/m² (10⁻⁴ μ Ci/cm²) para β-γ
o
≤ 0,37 Bq/m² (10⁻⁵ μ Ci/cm²) para α
EVALUACIÓN ESTADO DE LA PIEL
SUSPENDER TRATAMIENTO
IRRITACIÓN IMPORTANTE
IRRITACIÓN NO IMPORTANTE
SUSPENSIÓN TRANSITORIA
CREMAS DERMOPROTECTORAS
REPETIR DESCONTAMINACIÓN MEDICIÓN EVALUACIÓN

13. MEDIDAS DE EVACUACIÓN

En lo que se refiere a las precauciones que se deben tomar para el traslado de personas accidentadas con materiales radiactivos, en el caso de aquellas que han sufrido irradiación externa no se requieren medidas de evacuación particular, sin embargo con un individuo contaminado, contaminación radiactiva externa y/o interna, es necesario tomar medidas para evitar la dispersión de la contaminación:

a- Descontaminarlo antes del traslado.

b- Prevenir la difusión a objetos y personas.

c- Cubrir la superficie o persona contaminada con una bolsa de policloruro de vinilo.

d- Usar una ambulancia recubierta internamente de plástico descartable para trasladar a un individuo contaminado.

EN TODOS LOS CASOS CITADOS, SI SE REQUIERE MAYOR INFORMACIÓN COMUNICARSE CON EL GRUPO MÉDICO DE LA ARN. Tel. 379-8365/8386/8373

ANEXO

PREPARACIÓN DE SOLUCIONES DESCONTAMINANTES

1. Pasta Microabrasiva

Pesar 5 g de sal sódica de carboximetilcelulosa (CMC), 65 g de fosfato de sodio dodecahidratado ($Na_3\ PO_4\ 12\ H_2O$), ambos finamente molidos.

Agregar 30 g de detergente catiónico y mezclar todo con varilla de vidrio.

Para facilitar la unión de los componentes agregar gotas de agua destilada.

Guardar la solución en frasco hermético.

Puede ser utilizada como tratamiento alternativo de la contaminación radiactiva externa de la piel sin heridas a ser aplicado en la etapa 5 del tratamiento descontaminante.

2. Pasta de dióxido de titanio

Colocar 10 g de dióxido de titanio en polvo y 90 g de lanolina.

Mezclar intensamente con varilla de vidrio y guardar en recipiente hermético.

Antes de usar mezclar los componentes.

Puede ser utilizada como tratamiento alternativo de la contaminación radiactiva externa de la piel sin heridas a ser aplicado en la etapa 5 del tratamiento descontaminante.

3. Solución de permanganato de potasio (oxidante) al 5%

Pesar 5 g de permanganato de potasio ($KMnO_4$) y disolverlo en agua destilada (si fuese necesario calentarlo suavemente).

Llevar la solución a 100 ml en un matraz o probeta.

En caso de aparecer un precipitado o turbidez, filtrar la solución con papel de filtro, descartando el componente insoluble.

Guardar la solución en frasco color caramelo o en su defecto en la oscuridad.

4. Solución de bisulfito de sodio al 5% (Reductora)

Pesar 5 g de sulfito ácido de sodio (Na SO_3H), disolverlo en agua destilada y llevar a 100 ml en un matraz o probeta.

Guardar la solución en frasco bien tapado.

5. Solución Complejante

Pesar 8 g de sal sódica de carboximetilcelulosa (CMC), 1 g de EDTA disódico dihidratado (Etilendiaminotetracético) y disolverlos en la menor cantidad de agua destilada posible.

Colocar en un matraz y luego verter 3 g de detergente catiónico.

Llevar todo a 100 ml con agua destilada.

Homogeneizar la solución y guardar en un envase adecuado.

6. Solucion de Schubert

Pesar 3 g de ácido tartárico, 4,7 g de ácido cítrico, 8 g de EDTA disódico dihidratado y 2,2 g de cloruro de calcio dihidratado.

Colocar los reactivos en un matraz de 1000 ml y agregar 500 ml de agua destilada. Agregar gota a gota hidróxido de sodio 2 molar hasta alcanzar ph 7, controlando con papel indicador. Llevar a 1000 ml con agua destilada.

Homogeneizar la solución y guardarla en frasco hermético.

Para preparar hidróxido de sodio 2 molar, pesar 8 g de la droga y disolverla en agua destilada. Llevar a 100 ml y guardar en envase plástico.

Puede ser utilizada como tratamiento alternativo de la contaminación radiactiva externa de la piel sin heridas a ser aplicado en la etapa 3 del tratamiento descontaminante, después de la aplicación de la solución complejante (EDTA).

7. Solución de citrato de sodio al 3%

Pesar 3 g de citrato de sodio dihidratado y disolverlo en agua destilada. Llevar a 100 ml en matraz o probeta. Guardar la solución en recipiente hermético.

8. Solución de agua oxigenada al 3%

Tomar 10 ml de agua oxigenada de 100 volúmenes y llevar a 100 ml con agua destilada en probeta o matraz.

Mezclar la solución y guadarla en un frasco hermético.

9. Solución de hipoclorito al 1%

Tomar 6 ml de agua lavandina (80 g de Cl/ litro) y llevar a 100 ml usando probeta o matraz.

Guardar la solución en recipiente hermético.

10. Solución de LUGOL (solución iodoiodurada)

Disolver 5 g de iodo y 10 g de ioduro de potasio en unos 15 ml de agua destilada, en matraz de 100 ml. Llevar la solución a 100 ml con agua destilada. Guardar la solución en frasco color caramelo.

FORMULARIO N° 1

RECEPCIÓN DEL ACCIDENTADO

Área Controlada N°..... **Fecha** .....……

Matrícula N°..... **Lugar** .....

Datos Personales

Apellido ..... **Sexo** **F** ☐ **M** ☐

Nombre .....

Peso (kg) .....

Edad (años) .....

Dirección
.....…….

Teléfono .....

Datos del Accidente

Tipo de Accidente	Contaminación Externa	☐
	Contaminación Interna	☐
	Irradiación Externa	☐

Lugar .....

Fecha .....

Hora .....

Breve descripción del accidente .....…….…….....

.....…….

.....…….

.....…….

.....…….

.....

.....

FORMULARIO N° 2

EVALUACIÓN FÍSICA DEL ACCIDENTADO

Fecha.....……

Nombre y Apellido .....

Lesiones Si ☐ No ☐

Tipo de Lesión	**Localización**	**Observaciones**
Contusión		
Fractura		
Herida		
Quemadura		
Otras		

Evacuación Si ☐ No ☐

Lugar de Evacuación:

Dentro de la Instalación ☐

Servicio médico de la Instalación ☐

Centro de Derivación ☐

Dirección.....

Teléfono .....

Personal Interviniente:

Radioproteccionista

Nombre y Apellido .....

Teléfono ..... Firma .....

Médico(s)

Nombre y Apellido .....

Teléfono .....

Firma .....

FORMULARIO N° 3-a

CONTAMINACIÓN RADIACTIVA EXTERNA

Nombre y Apellido ..... **Fecha** .....

Matrícula N° ..... **Área Controlada N°** .....

Dirección ..... **Teléfono** .....

CONTAMINACIÓN EXTERNA:

1- Sin Herida

Radionucleido Contaminante	Superficie Contaminada	Medición	Tratamiento

2- Con Herida

Radionucleido Contaminante	Superficie Contaminada	Medición	Tratamiento

Datos del Accidente:

Fecha ..... **Hora** .....

Radionucleido(s) Contaminante(s)

Estado Físico .....

Forma Química .....

FORMULARIO N° 3-b

Nombre y Apellido .....

SUPERFICIE CONTAMINADA:

Localización
.....

Extensión .....

TRATAMIENTO DESCONTAMINANTE

	MEDICIONES Bq.cm^{-2} (µCi.cm^{-2})		
	1ra	2da	3ra
Actividad depositada			
Jabón líquido ácido Agua tibia			
Solución de permanganato de K Solución de hiposulfito de Na Agua tibia			
Agua tibia+Solución complejante Agua tibia			
Hipoclorito de Na Agua tibia			
Abrasivos			
Tela adhesiva			
Cremas dermoprotectoras			

Examen de la superficie tratada .....

.....

INDICACIONES

Suspender tratamiento ☐

Repetir tratamiento dentro de ..... **hs** ☐

Finalizar tratamiento ☐

Observaciones:
.....

.....

Firma .....

Programa de asesoramiento médico en radioprotección de la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina

Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Di Trano, J.L.;
Dubner, D.L. y Michelin, S.C.

Publicado como PI-25/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

PROGRAMA DE ASESORAMIENTO MÉDICO EN RADIOPROTECCIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR ARGENTINA[1]

Pérez, M. del R.; Gisone, P.A.; Di Trano, J.L.; Dubner, D.L. y Michelin, S.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El objetivo de este programa es disponer de un sistema orientado a garantizar una adecuada respuesta médica en caso de accidentes radiológicos o nucleares y brindar asesoramiento médico en aspectos relacionados a los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes. Este programa, desarrollado aborda las siguientes tareas:

Planificación y organización de la respuesta médica: acuerdos con hospitales: en el plano del asesoramiento técnico, docencia, investigación y desarrollo, con el objeto de constituir un grupo multidisciplinario de radiopatología para la evaluación, asistencia y seguimiento de pacientes sobreexpuestos; elaboración de guías de procedimientos: concebidos como herramienta para la capacitación de los recursos humanos y guía práctica para la acción frente a una situación accidental; organización de ejercicios que permitan evaluar la eficacia del sistema; registro de consultas: diseño y actualización de una base de datos; relevamiento de insumos específicos: fármacos descontaminantes y otros insumos, garantizando su disponibilidad por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear y los potenciales centros de derivación.

Asesoramiento médico: respuesta a demandas de asesoramiento en distintos ámbitos: radiolbiología; exposiciones ocupacionales, médica y del público; exposiciones prenatales; análisis de probabilidad de causación.

Interacciones a nivel internacional: mantenimiento de vínculos con centros del exterior que posibiliten el intercambio y actualización en temas de interés común; acciones tendientes a la conformación de una red latinoamericana de radiopatología.

PLANIFICACIÓN Y ORGANIZACIÓN DE LA RESPUESTA MÉDICA

Un accidente radiológico es un suceso involuntario con capacidad de producir una sobreexposición, es decir una irradiación o contaminación en la que se superen los límites máximos fijados por la reglamentación vigente. No toda sobrexposición implica necesariamente la ocurrencia de un daño clínicamente evidente. En situaciones de emergencia radiológica se impone una rápida respuesta orientada a limitar la exposición de las personas, mitigar las consecuencias del accidente y restablecer las condiciones de normalidad. En tales situaciones, la capacidad de respuesta no solo está ligada a la disponibilidad de recursos físicos y humanos sino a la existencia de una adecuada planificación previa que garantice la rapidez y eficacia de la misma. El manejo de pacientes sobreexpuestos a las radiaciones ionizantes requiere de un abordaje multidisciplinario en el que interactúan distintas especialidades en el campo de la medicina general, la radiopatología y la radioprotección. La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) cuenta con un grupo de Radiopatología que puede ser requerido para el asesoramiento o intervención en situaciones de sobreexposición accidental de personas. La organización de la respuesta médica contempla distintos niveles de asistencia. El sistema de asistencia médica en emergencias radiológicas establece tres niveles de organización:

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

NIVEL 1	Servicios médicos de las instalaciones relevantes	asistencia "in situ"	Triage, primeros auxilios, tratamiento inicial de la contaminación radiactiva
NIVEL 2	Hospitales generales regionales	Asistencia regional	Atención de lesiones convencionales con escaso o nulo componente radiológico
NIVEL 3	Centros de referencia de alta complejidad	Derivación a centros distantes	Atención de casos severos: sindrome agudo de radiación, lesiones locales severas, contaminación interna masiva

En el marco de la interacción con estos tres niveles de organización, se promueve el vínculo con las Centrales Nucleares de Atucha I (provincia de Buenos Aires) y Embalse (provincia de Córdoba) en lo referente a la colaboración en actividades de capacitación del personal, asesoramiento respecto de requerimientos de infraestructura e insumos específicos, evaluación de posibles centros de derivación, suministro de documentación técnica y material bibliográfico. A través de la interacción con las centrales nucleares se plantea el abordaje de la comunidad médica local y regional.

El programa estableció como prioridad la concreción de acuerdos con centros hospitalarios de alta complejidad (nivel 3) con el objeto de garantizar una asistencia médica adecuada de los casos más severos de sobreexposición a las radiaciones ionizantes. Estos acuerdos se plantearon en el plano de la cooperación en lo referente al asesoramiento técnico, docencia, investigación y desarrollo. Los alcances de dichos acuerdos involucran:

I - Asesoramiento técnico: en el marco de estos acuerdos la ARN ofrece asesoramiento técnico en todos los aspectos relacionados con la protección radiológica poniendo a disposición de las instituciones participantes recursos humanos, equipamiento e insumos específicos y laboratorios especializados de dosimetría física, dosimetría biológica, evaluación de la contaminación interna y monitoreo ambiental. Las instituciones participantes aportan recursos humanos, infraestructura física, equipos e insumos básicos para la asistencia de los pacientes.

II - Formación de recursos humanos: esta formación tiene por objeto conformar un grupo de profesionales con conocimientos básicos sobre los efectos de las radiaciones ionizantes en el hombre, familiarizados con las técnicas de evaluación y tratamiento de personas sobreexpuestas. A tal fin, se promueven:

a) Actividades destinadas a la capacitación del personal médico y paramédico afectado a la atención de pacientes.
b) Colaboración de la ARN en actividades académicas de las instituciones participantes, tanto en el nivel de pre-grado como en el post-grado.
c) Extensión de los vínculos que la ARN mantiene con centros internacionales de referencia en radiopatología para promover Intercambios científicos con las instituciones intervinientes.
d) Organización de ejercicios (simulacros) que permitan evaluar la eficacia del sistema.

III - Investigación y desarrollo: se contempla la colaboración en el ámbito de temas de interés común tales como:

1) Estudios relacionados con indicadores biológicos de sobreexposición.
2) Evaluación de la aplicabilidad de diversos exámenes complementarios de valor diagnóstico y pronóstico.
3) Nuevos abordajes terapéuticos en la aplasia medular radioinducida.
4) Quemaduras radiológicas. Prevención y tratamiento de la fibrosis radioinducida.

Se han incluido en la primera fase del programa 3 hospitales de alta complejidad ubicados en la ciudad de Buenos Aires:

1) Hospital de Clínicas "José de San Martín": contaminación interna
2) Hospital Municipal de Quemados: quemaduras radioinducidas
3) Hospital Naval "Pedro Mallo": aplasia medular radioinducida

Estos hospitales fueron seleccionados tomando en cuenta los requerimientos básicos para la asistencia de las víctimas en cada una de las tres variables clínicas mencionadas y considerando la eventual contribución de la ARN en lo relacionado a equipamientos adicionales e instalaciones específicas.

Los acuerdos existentes establecen que la asistencia de los pacientes será efectuada por el personal médico designado por las autoridades de cada hospital en estrecha colaboración con el grupo médico de la ARN. Los comités coordinadores integrados por profesionales designados en cada hospital y personal de la ARN mantienen una interrelación permanente.

RELEVAMIENTO DE INSUMOS ESPECÍFICOS

La ARN dispone de un inventario de fármacos destinados al tratamiento de individuos que presentan contaminación radiactiva, externa o interna. Periódicamente se realiza un relevamiento de estos fármacos y de otros insumos requeridos para la toma de muestras biológicas, evaluación y tratamiento de los pacientes, de manera que se encuentren disponibles en caso de ser necesaria su utilización, por la ARN o por los potenciales centros de derivación.

ELABORACIÓN DE GUÍAS DE PROCEDIMIENTOS

Se ha elaborado un manual para la asistencia de personas sobrexpuestas a las radiaciones ionizantes, concebido como una herramienta para la capacitación de los recursos humanos y al propio tiempo como una guía práctica para la acción frente a una situación accidental. Esta guía está dividida en cuatro módulos, cada uno de los cuales aborda un tipo de sobreexposición con relación al manejo, evaluación, tratamiento y seguimiento de las personas expuestas.

I - Manejo de la contaminación externa: se desarrollan las técnicas de evaluación y tratamiento de la contaminación externa e incluye un anexo en el que se indican las formas de preparación de las soluciones descontaminantes. Se propone un modelo de formularios para ser utilizados en la recepción, evaluación física e indicaciones terapéuticas del personal accidentado.

II - Tratamiento de la contaminación interna: se abordan las diferentes etapas de la misma, y se proponen estrategias terapéuticas. El anexo 1 contiene un listado de fármacos descontaminantes, su forma de presentación, nombre comercial, dosis recomendadas y vías de administración, efectos adversos y colaterales, contraindicaciones. El anexo 2 incluye los radionucleidos de interés médico, sus características y el tratamiento indicado en cada caso. El anexo 3 hace referencia en forma particular a la contaminación con radioyodos. Se hacen consideraciones respecto de la profilaxis con yodo estable, su mecanismo de acción, posología, contraindicaciones y seguimiento posterior a la práctica.

III - Irradiación externa global: Sindrome agudo de radiación, su evaluación a través de la dosimetría física, biológica y clínica, clasificación de personas accidentadas en grupos de riesgo con el fin de priorizar la asistencia médica (triage), criterios de hospitalización y tratamiento. Se completa con un protocolo para la toma de muestras y formularios para la identificación, evaluación médica inicial, examen clínico y exámenes de laboratorio de los pacientes irradiados.

IV - Quemaduras radiológicas: Formas evolutivas. Métodos de diagnóstico. Indicaciones para el tratamiento médico y quirúrgico. Lesiones radiocombinadas.

Dentro del manual se incluyeron diagramas de flujo que presentan de un modo simple las posibles conductas a seguir en cada una de las situaciones analizadas.

ASESORAMIENTO MÉDICO

La respuesta a demandas de asesoramiento médico en radioprotección constituye una de las actividades del grupo de Radiopatolgía de la ARN. Estas demandas se plantean en distintos ámbitos:

a) efectos biológicos de las radiaciones: pedidos de asesoramiento y colaboración en actividades formativas e informativas.

b) exposiciones ocupacionales: evaluaciones en trabajadores con antecedentes patológicos o enfermedades en curso que puedan modificar los riesgos asociados a la exposición a la radiación, estimación de la probabilidad de causación. en el marco de pericias judiciales con el objeto de determinar la posible asociación causal entre una determinada patología y el antecedente de exposición ocupacional a las radiaciones ionizantes.

c) exposiciones médicas y/o del público: evaluación clínica de pacientes derivados por distintos servicios hospitalarios que presentan lesiones presuntamente atribuibles a las radiaciones ionizantes.

d) exposiciones prenatales: La exposición de mujeres gestantes a radiaciones ionizantes constituye un motivo de consulta relativamente frecuente. Las demandas provienen habitualmente de exposiciones médicas (radiodiagnóstico, radioterapia, medicina nuclear). La información básica requerida para el registro de cada caso contempla:

   - Datos y antecedentes personales de la paciente.
   - Edad gestacional en el momento de la exposición.
   - Características de la exposición.

e) En estrecha colaboración con los grupos de dosimetría física y dosimetría de la contaminación interna de la ARN se realiza una estimación de la dosis en el feto y de los riesgos asociados, de acuerdo a la edad gestacional.
   Diseño de una base de datos que incluya un registro de consultas, incidentes y/o accidentes radiológicos y cursos de acción adoptados en cada caso.

INTERACCIONES A NIVEL INTERNACIONAL

a) *Acciones tendientes a la conformación de una red latinoamericana de radiopatología:* Se mantuvieron contactos con grupos afines de América Latina, en el marco de los Proyectos ARCAL, con vistas a la conformación de una red latinoamericana de radiopatología. Al respecto, una propuesta de la ARN, fue preliminarmente aprobada por el Organismo Internacional de Energía Atómica para ser desarrollada durante el bienio 1999-2000. Se trata de un Programa de Cooperación Regional para afrontar Accidentes Radiológicos en América Latina (ARG-021). Dicho programa contará con la participación de los siguientes países: Argentina, Brasil, Cuba, Chile, Ecuador, Guatemala, El Salvador, Nicaragua, República Dominicana, Uruguay y Venezuela. Se propone la constitución de un Sistema Regional de Interacción Permanente en Radiopatología que posibilite la armonización de criterios diagnósticos y terapéuticos frente al paciente irradiado a través de guías y protocolos de acción de elaboración conjunta, el desarrollo de un programa regional de capacitación y la optimización de los recursos físicos y humanos. Se ha propuesto asimismo la extensión de esta red a la península Ibérica en el marco del Proyecto Iberoamericano de Cooperación.

b) Mantenimiento de vínculos con centros del exterior: con el objeto de posibilitar el intercambio y actualización en temas de interés común se promueven los vínculos con organismos y centros de relevancia a nivel internacional tales como:

   - Hospital Gregorio Marañón, Centro de Radiopatología y Radioprotección, Madrid, España.

- Centro de Investigaciones Energéticas y Medioambientales (CIEMAT), Laboratorio de Biología Celular, Madrid, España.
- Hospital Curie, Centro Internacional de Radiopatología, París, Francia.
- Hospital Saint Louis, Servicio de Inmunorradiobiología, París, Francia.

CONSIDERACIONES FINALES

La respuesta médica frente a emergencias radiológicas, aún en los casos que involucren un pequeño número de víctimas, convoca la participación de profesionales de diversas disciplinas y la coordinación del accionar de distintas instituciones. La organización de esta respuesta en niveles de asistencia de complejidad creciente ha demostrado su eficacia en accidentes tales como Chernobyl (1986) y Goiania (1987), entre otros. Es por otra parte el sistema de organización más ampliamente utilizado en emergencias convencionales. La modalidad adoptada en nuestro programa, que contempla la existencia de acuerdos de cooperación científico-técnica con las instituciones destinadas al nivel 3 de asistencia posibilita un vínculo permanente en el marco del desarrollo de actividades conjuntas de capacitación, investigación y desarrollo, que permiten mantener el sistema potencialmente operativo en caso de ser requerido en una emergencia.

La disponibilidad de protocolos de acción para cada situación particular, consensuados por las instituciones intervinientes, contribuye a la armonización de criterios de asistencia de pacientes sobreexpuestos.

BIBLIOGRAFÍA

1. Safety Series N° 47 "Manual on Early Medical Treatment of Possible Radiation Injury" IAEA Vienna (1978).
2. Radiation Protection Dosimetry 41: 1 "Guidebook for the Treatment of Accidental Internal Radionuclide Contamination of Workers" (1992).
3. "Accidents Radiologiques: Conduite a Tenir en Cas de Surexposition" Institut Curie-Centre International de Collaboration en Radiopathologie.
4. IAEA TECDOC-86 "Assessment and Treatment of External and Internal Radionuclide Contamination" IAEA (1996).
5. International Commission on Radiation Protection "Principles for Intervention for Protection of the Public in Radiological Emergencies" Annals of the ICRP 22 (4) (1991).
6. Safety Series N^{o} 88 “Medical Handling of Accidentally Exposed Individuals” IAEA Vienna (1988).

Irradiación prenatal: apoptosis radioinducida en el sistema nervioso central en desarrollo

Gisone, P.A.; Dubner, D.L.; Michelin, S.C.;
Pérez, M. del R. y Barboza, M.

Publicado como PI-26/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

IRRADIACIÓN PRENATAL: APOPTOSIS RADIOINDUCIDA EN EL SISTEMA NERVIOSO CENTRAL EN DESARROLLO[1]

Gisone, P.A.; Dubner, D.L.; Michelin, S.C. y Pérez, M. del R.
Autoridad Regulatoria Nuclear

Barboza, M.
Hospital de Clínicas José de San Martín

Argentina

RESUMEN

Las exposiciones prenatales son motivo frecuente de consulta en el ámbito de la radioprotección. El sistema nervioso es particularmente vulnerable a la acción de la radiación durante la vida prenatal, con un momento de máxima radiosensibilidad entre las semanas 8 y 15 de edad gestacional (e.g.), durante el cual la frecuencia de retraso mental severo es del orden de 40% por Sievert.

La apoptosis, forma activa de muerte celular programada, constituye un proceso fisiológico esencial durante el desarrollo. Las alteraciones de su regulación podrían jugar un rol en diversas patologías tales como cancer, inmunodeficiencias y enfermedades neurodegenerativas.

Se estudió la producción de apoptosis en un modelo experimental de irradiación prenatal. Se irradiaron cultivos primarios de cerebro (rata Wistar, día 15 de e.g.), en un rango de dosis hasta 2 Gy (cobalto 60). Se evaluó la respuesta a la incubación con distintos neuroprotectores. Se estudiaron los siguientes parámetros: alteraciones de la morfología celular, fragmentación de cromatina y fracción de células apoptóticas.

Las células irradiadas mostraron condensación nuclear con presencia de cuerpos apoptóticos. Las corridas electroforéticas evidenciaron un patrón de fragmentación característico ("laddering") con aumento dosis-dependiente en la fracción de células apoptóticas analizadas por citometría de flujo. La incubación con neuroprotectores no indujo cambios significativos en las concentraciones y los tiempos ensayados.

Se analizan los resultados obtenidos. Se discute acerca del rol de la apoptosis, su relación con la injuria oxidativa y los fenómenos de excitotoxicidad como mecanismo de daño radioinducido en el sistema nervioso central en desarrollo.

INTRODUCCIÓN

Entre los efectos generados por irradiaciones prenatales, el Retraso Mental Severo constituye el más significativo en términos de coeficiente de riesgo, ya que de acuerdo a datos epidemiológicos alcanza, en el momento de máxima sensibilidad situado entre las semanas 8 y 15 de e.g., valores de 40% x Sv. En una etapa más avanzada del desarrollo, entre las semanas 16 y 25 e.g. el coeficiente de riesgo desciende a 10% x Sv [1]. La radiosensibilidad del Sistema Nervioso Central (SNC) en los momentos aludidos del desarrollo se asocia fundamentalmente a la cronología de aparición de fenómenos morfogenéticos destinados a la constitución de la corteza cerebral: proliferación de neuroblastos en la matriz telencefálica, migración hacia el manto cortical, diferenciación,

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

y finalmente sinaptogénesis y arborización dendrítica [2]. La utilización de modelos animales ha permitido reconstruir en forma controlada la secuencia temporal de fenómenos relacionados con el daño radioinducido en el SNC.

La muerte celular programada o apoptosis es un fenómeno normalmente presente durante el desarrollo del SNC que tendría por objeto la remoción de neuronas transitorias y modulación de la glía radial. La apoptosis resulta de una secuencia compleja de eventos de activación génica y consecuentemente activación de endonucleasas específicas que coadyuvan en la fragmentación cromatínica que la caracteriza [3]. Dentro de la multiplicidad de eventos moleculares producidos postirradiación en sistemas experimentales la apoptosis emerge como uno de los mecanismos más importantes de muerte celular en el SNC en desarrollo presentando una respuesta proporcional a la dosis absorbida en momentos de radiosensibilidad máxima [4].

El objeto del presente trabajo es la caracterización y cuantificación de la muerte celular programada en un modelo de irradiación gamma de cultivos primarios corticales con dosis entre 0,2 y 2 Gy. Se evaluó además la respuesta a distintos fármacos neuroprotectores [5].

MATERIAL Y MÉTODOS

Técnica de irradiación

Los cultivos fueron irradiados con una fuente de cobalto 60 con dosis de 20, 40, 80, 100 y 200 cGy con una tasa de dosis de 23 cGgy/minuto y una distancia retículo-muestra de 50 cm en un campo de 21,5 cm x 21,5 cm.

Cultivos de micromasas corticales

Se utilizaron cultivos primarios corticales provenientes de embriones de ratas Wistar obtenidos el dia 15 y día 17 de eg. La eg fue determinada por frotis vaginales, considerándose el día 0 el correspondiente a la aparición de espermatozoides en el extendido.

Las muestras fueron obtenidas por cesárea en condiciones estériles, aislándose la corteza cerebral [6].

Se procedió de acuerdo a la técnica descripta por Flint [7] con algunas modificaciones para el cultivo de micromasas. El tejido fue disgregado mecánicamente en medio de cultivo hasta obtener 5 x 10^5 en el volumen final de siembra de 50 µl. La siembra se llevó a cabo en placas de 24 microwells. Las células fueron dejadas en la estufa a 37°C durante 2 horas antes de completar a 500 µl con medio completo consistente en Dulbecco-F12 y SFB (Suero fetal bovino) 10% antes de ser irradiadas. Inmediatamente después de la irradiación se incuban a 37°C con 5% CO_2 entre 4 y 20 horas, al cabo de las cuales fueron desprendidas mecánicamente y alicuotadas para las distintas técnicas utilizadas.

Se realizaron distintas incubaciones con los siguientes fármacos: Superóxido dismutasa 100U/m, (SOD) Glutation reducido 0,7 mM, y L Nitro Metil Arginina (L-NAME).

Electroforesis en gel de agarosa

Brevemente las células se resuspendieron en buffer lisis, se extrajo por centrifugación ADN de alto peso molecular y en la fracción remanente se llevó a cabo extracción fenól-clorofórmica. Luego de precipitar, incubar con RNAsa y resuspender en TE (tris-EDTA) se sembró en gel de agarosa 1,8% en buffer TAE (Tris acetato EDTA) y se realizó corrida electroforética a 80 V durante 2 horas [8].

Los fragmentos en el gel fueron teñidos con bromuro de etidio (0,5 μg/ml) con el objeto de visualizar por UV y fotografiar la formación de "laddering".

Cuantificación de apoptosis por citometría de flujo

Las células fueron resuspendidas hasta una concentración final de 10^6 por ml de PBS y fijadas sobre vortex con etanol 70% más SFB. Luego fueron lavadas con PBS y resuspendidas hasta una concentración de 2 x 10^6 células por ml [9]. Luego de filtrar las células en una malla metálica de 200 μm se incubaron con Ioduro de Propidio (IP) en una concentración final de 4 μg/ml realizándose la lectura en un Citómetro de Flujo FACSTAR PLUS ® de Beckton Dickinson. El análisis de los resultados se realizó con programa WINMDI 2,7, cuantificándose la población hipodiploide con relación a la diploide.

Microscopía de fluorescencia

Fueron utilizados: (IP) en una concentración final de 5 μg/ml, Diacetato de Fluoresceína (DAF) en una concentración final de 15 μg/ml y Hoechst 33342 (HO) en una concentración final de 2 μg/ml con el objeto de discriminar células apoptóticas de la población de células vivas y muertas [10].

Brevemente, 2 ml de suspensión celular, se incubaron a 37°C y luego de lavados sucesivos, se resuspendieron en 500 μl de PBS. Posteriormente fueron observadas en microscopio de fluorescencia con filtro para UV.

Fueron consideradas en proceso de apoptosis aquellas células con fluorescencia verde en el citoplasma y alta concentración nuclear de HO.

Microscopía convencional

Se llevó a cabo para el análisis morfológico convencional. Se realizó un extendido de células sobre portaobjetos, fueron secadas a temperatura ambiente por 5 minutos, se transfirieron a solución pura de May-Grünwald, se lavaron, se transfirieron a solución de Giemsa al 10% por 20 minutos y luego de lavar se observaron al microscopio óptico. Se consideraron apoptóticas las células que presentaron intensa basofilia nuclear, condensación cromatínica con picnosis nuclear, y presencia de cuerpos apoptóticos conteniendo densa cromatina basofílica [11].

Análisis estadístico

La comparación entre las distintas dosis se realizó a través del test no paramétrico de Wilcoxon.

RESULTADOS

Las corridas electroforéticas permiten verificar el patrón característico de fragmentación de ADN a partir de 0,2 Gy hasta 2 Gy en el período de tiempo considerado en este estudio (4-20) horas postirradiación (ver figuras 1a y 1b).

Con relación a las técnicas de microscopía convencional y de fluorescencia se pudo constatar la presencia de células con características morfológicas típicas del proceso apoptótico.

En la cuantificación citométrica los controles presentaron un porcentaje de células apoptóticas del 11,01% vs 12,13% correspondiente a 0,2 Gy, 28,83% correspondiente a 0,4 Gy, 46,76% correspondiente a 1 Gy, y 56,05% correspondiente a 2 Gy. En cuanto a los sometidos a tratamientos con fár-

macos neuroprotectores los correspondientes a 1 Gy más Glutatión 0,7 mM el porcentaje de células apoptóticas descendió a 39,3%, las correspondientes a 1 Gy más SOD el porcentaje fue de 41,1%, y las correspondientes a L-NAME 100 uM el porcentaje fue de 37,83 (ver tabla 1 y figura 2).

Patrón de fragmentación de ADN ("Ladering")

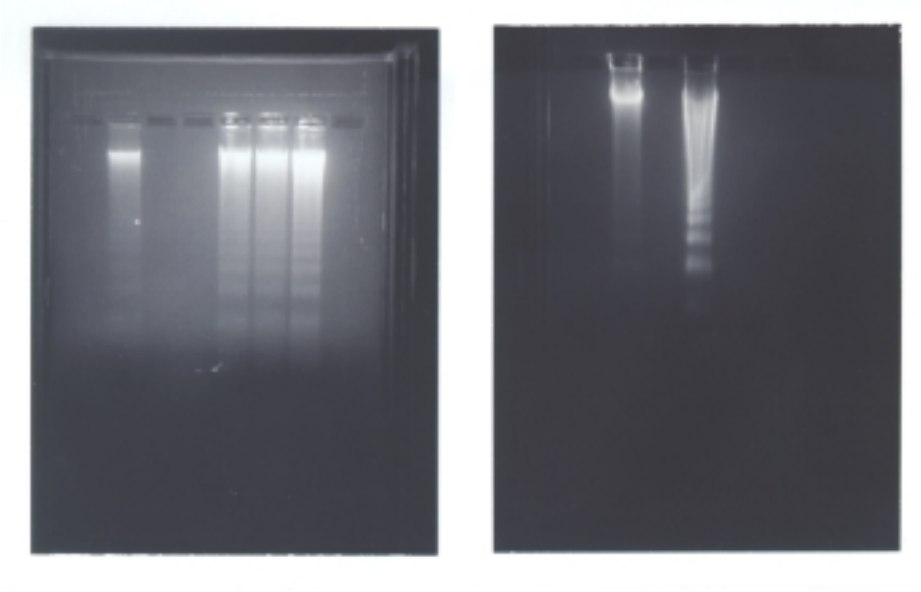


Figura 1a **Figura 1b**

Figura 1a. De izquierda a derecha: Control - 0,2 Gy - 0,4 Gy y 0,8 Gy.
Figura 1b. De izquierda a derecha: Control y 2 Gy.

Tabla 1. Cuantificación de apoptosis por citometría de flujo

Dosis	Porcentaje de células apoptóticas
Controles	11,01
0,2 Gy	12,13
0,4 Gy	28,83
1 Gy	46,76
1 Gy + Glutation 0,7 mM	39,30
1 Gy + Superóxido dismutasa 100U/ml	41,10
1 Gy + L-NAME 100 uM	37,83
2 Gy	56,05

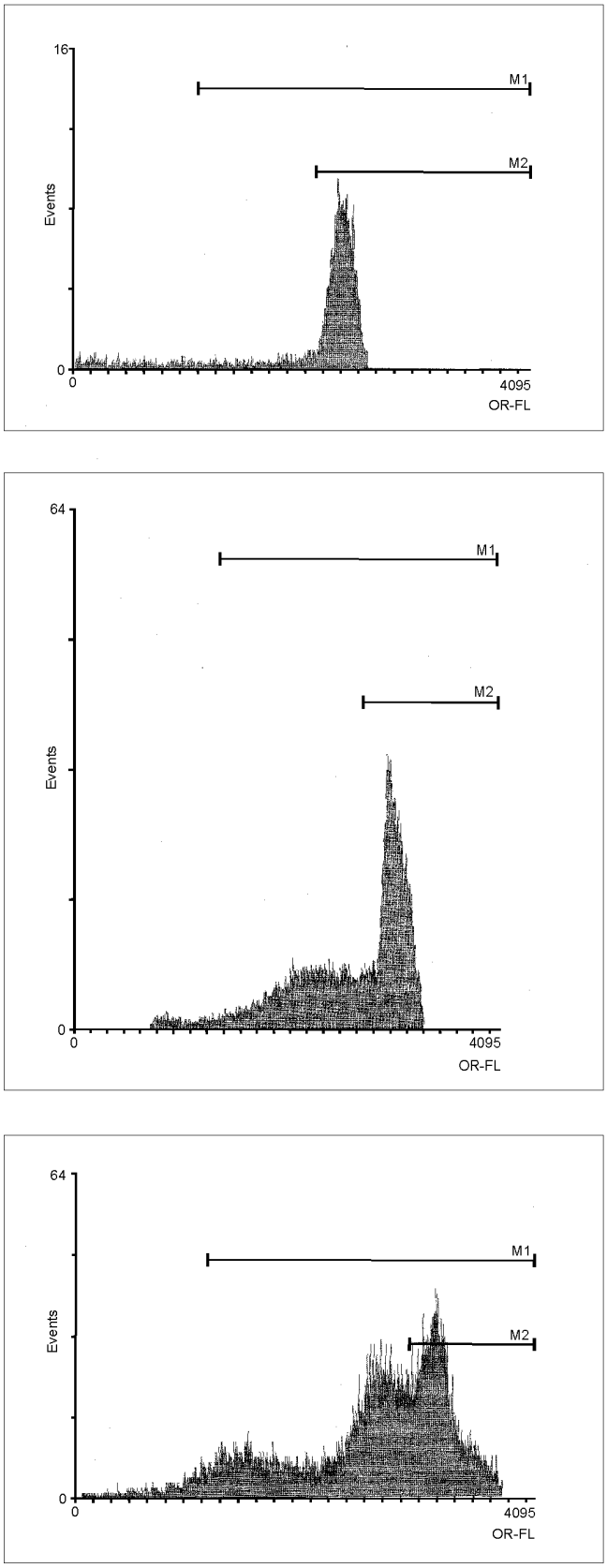


Figura 2. Histogramas de fluorescencia con IP. Control - 1 Gy y 2 Gy

DISCUSIÓN

En nuestro modelo de irradiación in vitro del SNC en desarrollo queda evidenciado que el mecanismo de muerte celular programada es un fenómeno verificable en el período de tiempo estudiado así como con las dosis utilizadas. La presencia de un cierto grado de apoptosis en los controles es una manifestación propia del proceso de morfogénesis en el sistema estudiado.

Estos resultados permiten inferir un incremento del porcentaje de células apoptóticas en función de la dosis utilizada. Dado que el Óxido Nítrico (NO) ha sido implicado como inductor de apoptosis en macrófagos y monocitos [12] la disminución del porcentaje de células apoptóticas observado luego de la incubación con L-NAME, un inhibidor de la Óxido Nítrico sintasa (NOs) sostendría la hipótesis de un posible rol del NO en el proceso estudiado.

Es reconocido el papel crítico de la concentración intracelular de Glutatión en relación con la radiosensibilidad de los sistemas biológicos. Nuestros resultados muestran que en efecto la presencia de Glutatión en concentración de 0,7 mM disminuyó el porcentaje de células en apoptosis.

En conclusión se postula que el stress oxidativo y la excitotoxicidad podrían ser fenómenos secuenciales e interactivos en la injuria radioinducida en el SNC en desarrollo.

BIBLIOGRAFÍA

1. International Commission on Radiological Protection, “Annals of the ICRP:
1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”
Adpoted in November 1990, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford, (1991).

2. Radiation Effects on the Developing Human Brain. UNSCEAR Draft 27 February 1992.

3. R. Schwartzman J. Cidlowski. Apoptosis: The Biochemistry and Molecular Biology of Programmed Cell Death. Endocrine Reviews Vol. 14 Nº 2. 1993.

4. B. Wang, K. Fujita, K. Watanabe, et al. Induction of Apoptosis in Cultured Midbrain Cells from Embrionic Mice. Radiation Research 147, 304-308.1997.

5. V. Dawson, V. Kisushi, P. Huang, S.H. Snydern, T.M. Dawson. Resistance to Neurotoxicity in Cortical Cultures from Neuronal Nitric Oxide Synthase-Deficient Mice. The Journal of Neuroscience, April 15, 1996, 16 (8): 2479-2487.1996.

6. A. Shahar, J. de Vellis, A. Vernadakis, B. Haber. A Dissection and Tissue Culture Manual of the Nervous System. A R Liss Inc. New York.

7. O.P. Flint. In Vitro Tests for Teratogens: Desirable End-Points, Test Batteries and Current Status of the Micromass Teratogen Test. Reprod Toxicol. 7, 103-111. 1993.

8. D.C. Darling, P.M. Brickell. Nucleic Acid Blotting. IRL Press.1994.

9. Z. Darzynkiewicz, X. Li, J. Gong. Assays of Cell Viability: Discrimination of Cells by Apoptosis. Methods in L Cell Biology. Vol. 41: 684-689. 1994.

10. J. Piñero, M. Lopez Baena, T. Ortiz, F. Cortés. Apoptotic and Necrotic Cell Death are Both Induced By Electroporation in HL60 Human Promyeloid Leukaemia Cells. Apoptosis;
2: 214-220. 1997.

11. A.D. Edwards, X. Yue, P.L. Hope, et al. Apoptosis in the Brains on Infants Suffering Intrauterine Cerebral Injury. Pediatric Research Vol. 42 N 5, 1997.

12. T.M. Buttke, P.A. Sandstrom. Oxidative Stress as a Mediator of Apoptosis. Immunology Today. 15 (1): 7-10.1994.

Indicadores bioquímicos y hematológicos en un modelo de irradiación corporal total

Dubner, D.L.; Gisone, P.A.; Pérez, M. del R.; Barboza, M.; Luchetta, P.; Longoni, H.; Sorrentino, M. y Robinson, A.

Publicado como PI-27/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

INDICADORES BIOQUÍMICOS Y HEMATOLÓGICOS EN UN MODELO DE IRRADIACIÓN CORPORAL TOTAL[1]

Dubner, D.L.; Gisone, P.A. y Pérez, M del R.
Autoridad Regulatoria Nuclear

Barboza, M.
Hospital de Clínicas José de San Martín

Luchetta, P.; Longoni, H.; Sorrentino, M. y Robinson, A.
Hospital Naval Pedro Mallo

Argentina

RESUMEN

Se presentan los resultados de un estudio multiparamétrico realizado en pacientes sometidos a irradiación corporal total (ICT) a fin de evaluar la aplicabilidad de ciertos indicadores bioquímicos y hematológicos en personas accidentalmente sobreexpuestas a radiaciones ionizantes.

El trabajo se realizó en pacientes incluidos en un protocolo de irradiación terapéutica (12 Gy / 4 días) previo a un transplante de médula ósea (TMO). Se tomaron muestras secuenciales de sangre periférica hasta el alta del paciente. Se evaluaron:

a) S*tress oxidativo:* actividad intraeritrocitaria de superóxido dismutasa (SOD) y catalasa (CAT), lipoperóxidos (TBARS) y capacidad antioxidante total del plasma (TRAP).

b) *Indicadores hematológicos*: análisis de reticulocitos por citometría de flujo y determinación del índice de madurez reticulocitaria (IMR). Abundancia relativa de subpoblaciones linfocitarias y estudio de la actividad funcional citotóxica. Se correlacionaron los resultados obtenidos con la evolución clínica de los pacientes.

No se observaron variaciones significativas en la actividad SOD y CAT. Luego de un incremento inicial, el nivel de TBARS descendió en los pacientes con evolución favorable. Los valores de TRAP disminuyeron durante el condicionamiento con recuperación posterior. Los reticulocitos disminuyeron precozmente. La reaparición de forrmas inmaduras (corrimiento del IMR) resultó el indicador más temprano de recuperación medular. Durante el condicionamiento radiante, todas las subpoblaciones de linfocitos mostraron una caída en los valores absolutos, particularmente los linfocitos B. Un subtipo de linfocitos NK mostraron una relativa radiorresistencia. Se observó una disminución de la actividad citotóxica.

Se discute la aplicabilidad de estos indicadores en el marco de una irradiación accidental.

INTRODUCCIÓN

Frente a una situación accidental en la que se presume la existencia de individuos sobrexpuestos a radiaciones ionizantes, la estimación temprana de la dosis absorbida resulta indispensable para la toma de decisiones. Junto a la dosimetría física y la evaluación clínica, los indicadores biológicos constituyen herramientas decisivas para el diagnóstico y pronóstico de pacientes sobreexpuestos. Contribuyen asimismo al diseño de una estrategia terapéutica adecuada y al seguimiento evolutivo de las víctimas.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

La irradiación aguda global es responsable de un sindrome clínico de severidad creciente según las dosis: el sindrome agudo de radiación (SAR), cuyo pronóstico vital está directamente vinculado a la afectación del sistema hematopoyético. La disponibilidad de indicadores hematológicos que permitan determinar su grado de compromiso así como evaluar la cinética de recuperación de la función medular resulta de gran valor.

Por otra parte, la producción de especies activas del oxígeno se postula como el principal mecanismo indirecto de daño radioinducido en los sistemas biológicos. La pérdida del delicado equilibrio entre la generación de radicales libres y la capacidad funcional de los sistemas de defensa antioxidante constituye el mecanismo subyacente de la injuria radioinducida. Los indicadores de stress oxidativo podrían así contribuir a la evaluación y seguimiento de pacientes irradiados.

Considerando que las irradiaciones terapéuticas pueden brindar un modelo válido de irradiación accidental en humanos se estudió el comportamiento de ciertos parámetros hematológicos e indicadores de stress oxidativo en pacientes sometidos a irradiación corporal total (ICT) como parte del condicionamiento previo a un transplante de médula ósea.

MATERIALES Y MÉTODOS

El trabajo se realizó en 20 pacientes (sexo femenino: 8, sexo masculino: 12) de 4 a 54 años (edad media: 30,4 años). El esquema de condicionamiento incluyó quimioterapia seguida de radioterapia. El protocolo de irradiación consistió en una dosis total de 12 Gy administrada en 4 días (3 Gy por día entre los días -4 y -1), con una fuente de cobalto 60, tasa de dosis 0,04 Gy/minuto, distancia fuente-piel 290 cm. Se realizaron dos aplicaciones diarias de 1,5 Gy cada una (anteroposterior y postero-anterior). A partir de los 8 Gy se protegieron los campos pulmonares mediante blindajes. La infusión de médula ósea se llevó a cabo en el día 0. El TMO fue de tipo alogénico (donante histoidéntico) en 15 pacientes, autólogo (stem cells de sangre periférica) en 4 pacientes y singeneico (donante gemelo univitelino) en un paciente. En la tabla I se presentan los datos de los pacientes incluidos en el estudio, incluyendo la patología correspondiente que motivó el TMO.

Se obtuvieron muestras de sangre periférica anticoagulada con EDTA, diariamente durante el tratamiento condicionante y tres veces por semana a partir del TMO hasta el alta del paciente.

Se evaluaron los siguientes parámetros hematológicos:

a) Análisis de reticulocitos por citometría de flujo y determinación del índice de madurez reticulocitaria: las muestras se analizaron en un citómetro de flujo (FACSTAR PLUS®) previa tinción con naranja de thiazol (RETIC COUNT®, BECTON DICKINSON). El porcentaje de reticulocitos y la intensidad media de fluorescencia se calculó mediante el programa Lysis I. Se consideró la intensidad de fluorescencia y se dividió a la población de reticulocitos en regiones de baja, media y alta fluorescencia. Se determinó un índice de madurez reticulocitaria (IMR) a partir de la fracción de reticulocitos con alta fluorescencia (RAF), que representa la subpoblación más inmadura. El IMR se definió así como el porcentaje de RAF, sobre la población total [1]. Se realizaron hemogramas periódicos. La reactivación medular post-TMO ("engraftment") fue definida como el primer día en que se constató un incremento sostenido por encima de 500 neutrófilos/µl (recuperación mieloide), 20 000 plaquetas/µl (recuperación trombopoyética) y/o un desplazamiento del IMR mayor del 20% [2].
b) Abundancia relativa de subpoblaciones linfocitarias: se aislaron células mononucleares de sangre periférica por centrifugación en gradiente de Ficoll. La suspensión celular obtenida se incubó con anticuerpos monoclonales conjugados con colorantes fluorescentes, específicos para los siguientes clusters de diferenciación: CD 45 (panleucocitario), CD14 (monocitos), CD3 (linfocitos T), CD4 (linfocitos T inductores) CD8 (linfocitos T supresores), CD19 (linfocitos B) y CD 56 /CD16 (linfocitos NK). Se realizó el análisis de la abundancia relativa de cada subpoblación por citometría de flujo [3].

c) Estudio de la actividad funcional citotóxica de linfocitos "natural killer" (NK): se incubaron durante 4 horas las suspensiones de células mononucleares de sangre periférica (efectoras) con células de la línea K562 marcadas con cromo 51 (blanco) en una relación efector/blanco de 40:1 y 25:1. Se calculó el porcentaje de citotoxicidad de acuerdo a [4].

Como indicadores de stress oxidativo se midieron:

a) Actividad intraeritrocitaria de superóxido dismutasa (SOD) y catalasa (CAT) por espectrofotometría [5].
b) Lipoperóxidos plasmáticos en términos de sustancia reactantes al ácido tiobarbitúrico (TBARS).
c) Capacidad antioxidante total del plasma (Trapping) [6].

Los valores normales de referencia fueron determinados en poblaciones testigos.

Se consideró evolución favorable la recuperación medular dentro de los 21 días postransplante.

El análisis estadístico de los resultados obtenidos se llevó a cabo mediante los tests de Wilcoxon y Anova de una vía.

Tabla I: Pacientes incluidos en el estudio

Paciente	Edad	Sexo	Diagnóstico	Tipo de TMO
1	21	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Alogénico
2	25	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Alogénico
3	28	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
4	42	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
5	4	Masculino	Wiscot Aldrich	Alogénico
6	35	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Autólogo
7	38	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Autólogo
8	44	Masculino	Linfoma no-Hodgkin	Singeneico
9	54	Femenino	Linfoma no-Hodgkin	Autólogo
10	6	Masculino	Talasemia Beta	Alogénico
11	34	Masculino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
12	46	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
13	21	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Autólogo
14	36	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
15	22	Femenino	Leucemia mieloide aguda	Alogénico
16	35	Femenino	Leucemia mieloide crónica	Alogénico
17	43	Masculino	Mieloma múltiple	Alogénico
18	14	Masculino	Leucemia aguda linfoblástica	Alogénico
19	38	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Alogénico
20	22	Masculino	Leucemia mieloide aguda	Autólogo

RESULTADOS

En todos los pacientes el IMR disminuyó más rápidamente que el número total de reticulocitos y alcanzó valores de 0 en la mayoría de ellos. Después del período aplásico, el corrimiento del IMR precedió en varios días al incremento en el número de reticulocitos (figura 1), resultando el indicador más temprano de recuperación medular (16,5 ± 3,2 días) respecto de los neutrófilos (19,8 ± 4,6 días) y las plaquetas (26,5 ± 7,8 días).

Todas las subpoblaciones de linfocitos mostraron una caída en los valores absolutos 24 horas después de los primeros 3 Gy, siendo los linfocitos B los que mostraron mayor radiosensibilidad (11,4% del valor basal). Los linfocitos T descendieron al 45% de su valor basal sin mostrar diferencias significativas en la respuesta de los subtipos inductor y supresor. Los linfocitos NK descendieron al 52% del valor basal, con un descenso más pronunciado del subtipo CD16 (-) (al 34% del valor basal) respecto del subtipo CD 16 (+) (al 71,4% del valor basal). La actividad citotóxica basal de 16,23 ± 4,6% descendió a 5,93 ± 3,2% veinticuatro horas después de los primeros 3 Gy.

No se observaron variaciones estadísticamente significativas en la actividad SOD y CAT intraeritrocitaria en el período estudiado.

Con respecto al comportamiento de Trapping se pudo observar que en el grupo de pacientes con evolución favorable los valores del mismo se encontraron por debajo del valor normal, alcanzado en la etapa final de la recuperación.

En el grupo de pacientes con evolución desfavorable, paradójicamente, se observó una tendencia a una mayor capacidad antioxidante total en plasma. Pero el análisis de los datos bioquímicos convencionales demostró que los mayores valores observados se corresponden con concentraciones plasmáticas elevadas de ácido úrico y/o bilirrubina.

Los valores de TBARS de todos los pacientes estudiados se mantuvieron por encima de los valores normales durante el período de seguimiento completo. En el grupo de pacientes con evolución desfavorable se observó una tendencia a mayores valores de lipoperoxidación durante el condicionamiento y el incremento fue significativo desde la primera semana hasta la tercera semana postransplante con relación al grupo de pacientes con evolución favorable.

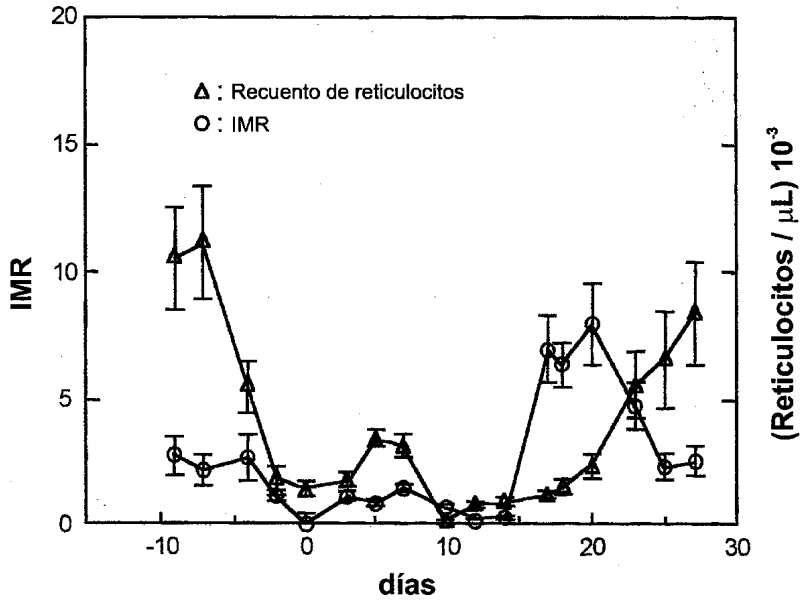


Figura 1: Comportamiento del número de reticulocitos y del índice de madurez reticulocitaria (IMR) durante el período estudiado. La infusión medular tuvo lugar en el día 0.

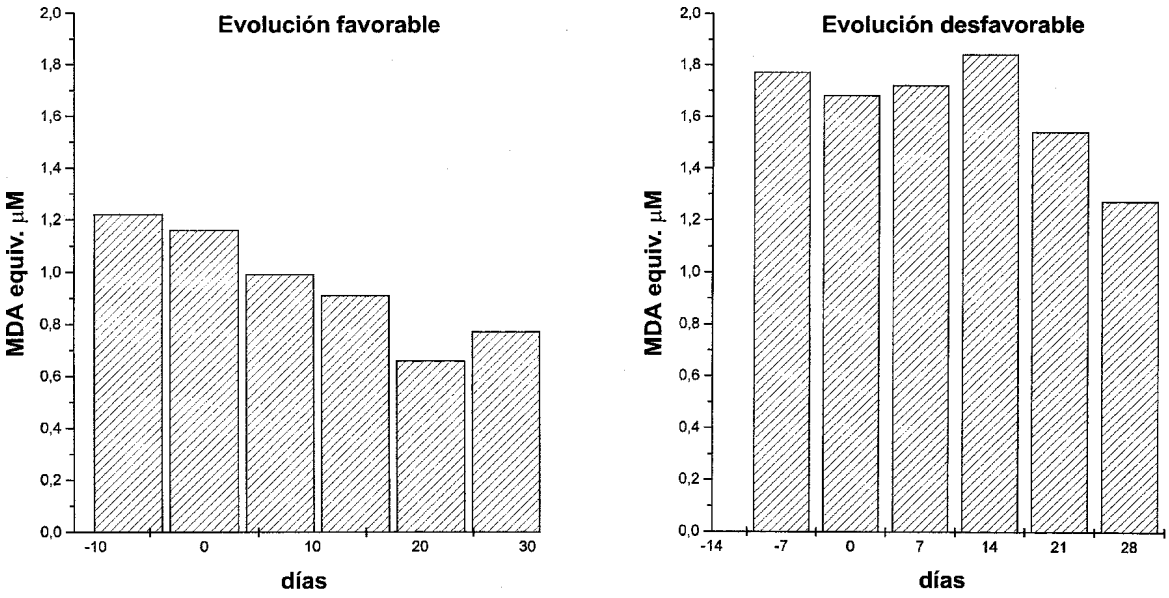


Figura 2: Concentración plasmática de TBARS, expresada como equivalentes de malondialdehido (MDA), de acuerdo a la evolución clínica de los pacientes.

DISCUSIÓN

Estos resultados permiten inferir que el recuento diferencial de reticulocitos por citometría de flujo con determinación de un IMR constituye un indicador precoz de daño hematopoyético capaz de predecir la recuperación funcional post-aplasia medular radioinducida, precediendo en varios días a los parámetros convencionalmente utilizados.

El análisis de la abundancia relativa de subpoblaciones linfocitarias puede resultar una herramienta útil para el diagnóstico y seguimiento evolutivo de individuos sobreexpuestos. La facilidad y rapidez en la obtención de los resultados (pocas horas) permitiría una evaluación temprana del alcance de la afectación medular de estos pacientes. El hallazgo de una subpoblación de NK de relativa radiorresistencia sugiere que este subtipo de linfocitos podría jugar un rol en el desarrollo de los fenómenos de rechazo observados en los TMO alogénicos en las aplasias medulares radioinducidas.

El nivel de lipoperóxidos plasmáticos se mostró como un buen indicador pronóstico vinculado a la evolución clínica global del paciente.

BIBLIOGRAFÍA

1. Davis, B.H. et al. "Proposal for Standardization of Flow Cytometric Reticulocyte Maturity Index Measuremennts", Cytometry 14:318-326 (1993).

2. Dalal, B., Stockford, G.R., Naiman, S.C., Spinelli, J. and Phillips, G.L. "Criteria for Marrow EnGraftment: Comparison of Reticulocyte Maturity Index with Conventional Parameters", Bone Marrow Transplantation 17:91-92 (1996)

3. Rowley, D. et al. "Flow Cytometric Analysis of Lymphocyte Surface Markers Following a 1 Gy dose of Gamma Radiation", Aviation, Space and Environmental Medicine 64:528-533 (1993).

4. Vulcano, M. et al. "Inhibition of Normal Natural Killer Cytotoxicity by Sera from Hemophilic Patients", Immunology Letters, 36: 153-160 (1993).

5. Dubner, D., Pérez, M. and Gisone, P. "Blood Oxidative Stress Parameters and Their Co-rrelation with Indicators of Bone Marrow Recovery After Total Body Irradiation" in: Natural Antioxidants and Good Quality in Atherosclerosis and Cancer Prevention, p.46, edited by Kumpulainen, J. and Salonen, J., The Royal Society of Chemistry (1996).

6. Miller, N. and Rice-Evans, C. "Spectrophotometric Determination of Antoxidant Activity" Redox Report 2:161-171 (1996).

Estudio preliminar de aplicación de la resonancia paramagnética electrónica a la dosimetría retrospectiva en esmalte dentario

Dubner, D.L.; Dávila, F.A.; Boveris, A.;
Puntarulo, S.; Gisone, P.A. y Pérez, M. del R.

Publicado como PI-28/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

ESTUDIO PRELIMINAR DE APLICACIÓN DE LA RESONANCIA PARAMAGNÉTICA ELECTRÓNICA A LA DOSIMETRÍA RETROSPECTIVA EN ESMALTE DENTARIO

Dubner, D.[*]; Dávila, F.A.[**]; Boveris, A.[***]; Puntarulo, S.[***]; Gisone, P.[*] y Pérez, M. del R.[*]

* Autoridad Regulatoria Nuclear
** Ateneo Argentino de Odontología
*** Universidad de Buenos Aires, Facultad de Farmacia y Bioquímica

Argentina

RESUMEN

La dosimetría biofísica basada en la espectroscopía de resonancia paramagnética electrónica (RPE) en muestras biológicas sólidas como hueso y diente, o en materiales orgánicos como fibras textiles, azúcar, etc. constituye una técnica complementaria a la dosimetría biológica, de demostrada utilidad en la evaluación retrospectiva de dosis absorbida. No provee información sobre el impacto biológico sino que es una medida de la dosis acumulada operando en este caso los materiales analizados como verdaderos detectores que mantienen la huella del pasaje de la radiación durante largos períodos.

En esta técnica, los radicales libres creados por interacción de la radiación con la materia, absorben energía en la frecuencia de las microondas cuando son sometidos a campos magnéticos de determinada intensidad.

Se describe su aplicación a muestras de esmalte dental humano irradiado “in vitro” con cobalto 60 en un rango amplio de dosis, y se discute su implementación como herramienta para la estimación de la dosis absorbida en el marco de sobreexposiciones accidentales individuales y colectivas.

INTRODUCCIÓN

La resonancia paramagnética electrónica (RPE) hace posible medir la concentración de centros paramagnéticos y radicales libres a través de la absorción de energía, en la frecuencia de las microondas, cuando son sometidos a campos magnéticos de determinada intensidad.

Su aplicación a la dosimetría está basada en el hecho que la radiación ionizante produce centros paramagnéticos de larga vida en un número de materiales. La concentración de estos centros es una medida de la dosis total a la cual la muestra fue expuesta, operando en este caso los materiales analizados como verdaderos detectores que mantienen la huella del pasaje de la radiación durante largos períodos.

La existencia de materiales con estas características localizados dentro del cuerpo humano es de gran valor en la dosimetría retrospectiva. El esmalte dental y el tejido óseo reúnen las condiciones adecuadas, por su alta proporción de elementos minerales y su bajo contenido de agua. Dado que los centros paramagnéticos están asociados únicamente a la fracción cristalina del mineral constituyente (hidroxiapatita), el esmalte dental constituye un dosímetro más sensible que el hueso, de acuerdo a su más alto coeficiente de cristalinidad. La principal señal radioinducida es atribuida al radical CO_2^-, con una vida media de 10^7años a 25°C [1].

Las características principales de esta técnica son: a) posee valor dosimétrico para todas las condiciones de irradiación: aguda, crónica, fraccionada; b) presenta un bajo límite de detección: 0,1 Gy; c) no presenta saturación a muy altas dosis; d) permite el estudio retrospectivo aún muchos años después de la exposición; d) da información respecto de la distribución espacial de la exposición.

La aplicabilidad de la técnica para la estimación de dosis individuales ha sido demostrada por Ikeya et al. [4] en sobrevivientes de Hiroshima y Nagasaki, mas tarde por Serezhenkov et al. [5] en víctimas del accidente de Chernobyl y por Romanyukha et al. en trabajadores de la planta nuclear de Mayak [6], entre otros. En algunos de estos estudios pudo ser comparada con datos existentes de dosimetría citogenética o con registros de dosis en el caso de los trabajadores y en todo los casos se demostró una cerrada concordancia de los datos.

Se describe su aplicación a muestras de esmalte dental humano irradiado “in vitro” con cobalto 60 y se discute su implementación como herramienta para la estimación de la dosis absorbida en el marco de sobreexposiciones accidentales individuales y colectivas.

MATERIALES Y MÉTODOS

Muestras de molares humanos fueron irradiadas con una fuente de cobalto 60 en un rango de dosis de 0,5 a 10 Gy. Las condiciones de irradiación fueron: distancia retículo-muestra, 45 cm, tasa de dosis 23 cGy/minuto. Las piezas dentarias fueron colocadas entre placas de resina acrílica para simular el efecto de tejido blando alrededor del diente. La dosis fue calculada a nivel de la superficie dental.

Las muestras fueron entonces sometidas a un tratamiento químico para separar los componentes orgánicos del esmalte dental de acuerdo a la técnica descripta por Egersdorfer et al. [2], con algunas modificaciones. Brevemente, se colocaron las muestras en tubos conteniendo una solución saturada de NaOH y se trataron en un baño ultrasónico convencional durante 12 horas. A continuación fue tratado con ácido acético concentrado por 2 minutos y lavado con agua destilada, en baño ultrasónico durante 2 horas. Así el esmalte pudo ser separado de la dentina con micromotor a baja velocidad, con fresa de carburo de tungsteno.

Para obtener una muestra pulverizada homogénea, los fragmentos de esmalte fueron procesados en mortero de porcelana y secados en vacío. Se usaron alrededor de 200 mg de muestra por determinación.

El espectro RPE fue registrado en un espectrógrafo Bruker ECS 106 ESR con una cavidad ER4102ST.

Todas las determinaciones se realizaron a temperatura ambiente en las siguientes condiciones: potencia de microonda 20 mW; amplitud de modulación 1,5 G; constante de tiempo 1310 ms; número de scans 20; centro de campo 3490 G; frecuencia de modulación 50 kHz; ganancia de recepción 1×10^4; barrido con 100 G; tiempo de conversión 1310 ms.

RESULTADOS

La concentración de spin fue calculada considerando la altura del pico del espectro RPE y fue expresada en unidades arbitrarias (UA) en la Figura 1, para una muestra irradiada con 5Gy. La señal de fondo fue registrada con las mismas condiciones en esmalte dental sin irradiar.

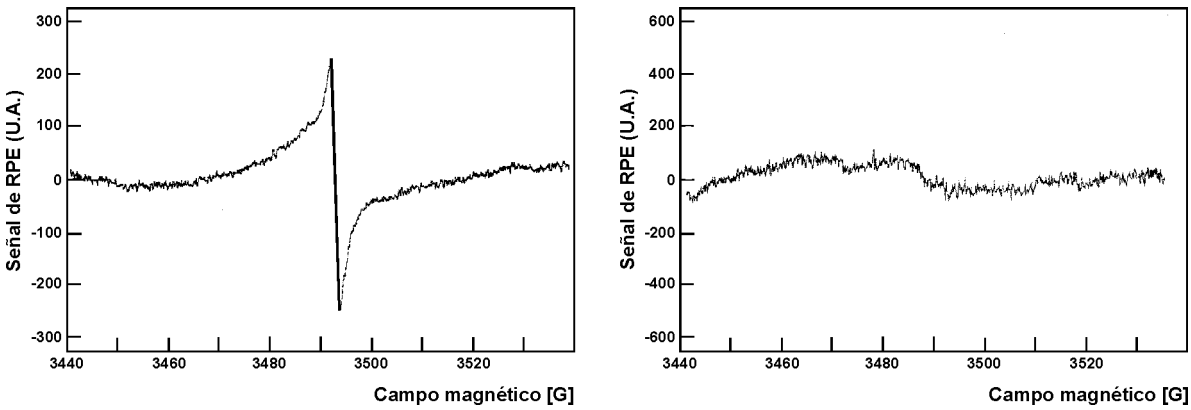


Figura 1. Señal obtenida para esmalte dental irradiado con 5 Gy y su control correspondiente

La Figura 2 muestra cualitativamente las intensidades de señal de registro obtenidas para muestras irradiadas con diferentes dosis absorbidas.

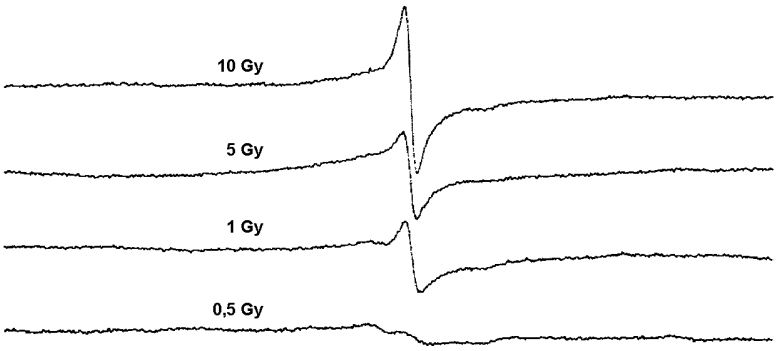


Figura 2. Patrón de RPE para las muestras irradiadas con 0,5 – 1 – 5 y 10 Gy

En la Figura 3 se presenta un ajuste lineal de la concentración de spins, en unidades arbitrarias, como función de las dosis absorbidas.

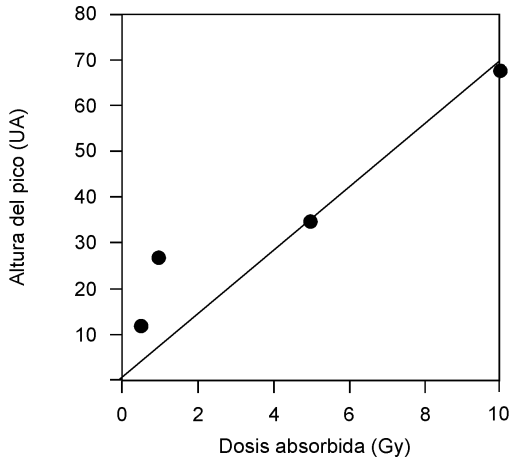


Figura 3. Ajuste lineal de la curva dosis-efecto, en la que se graficó la concentración de spins en función de la dosis

DISCUSIÓN

La técnica descripta y los datos mostrados en este trabajo, corresponden a experiencias iniciales de un proyecto cuyo objetivo final es poder disponer de la técnica de RPE en esmalte dental y otros materiales orgánicos como herramienta para la evaluación dosimétrica en casos de sobreexposición accidental.

Dada la gran cantidad de información bibliográfica aparecida en los últimos años, se analizaron ventajas y desventajas de los diferentes métodos propuestos con el fin de optimizar buenos resultados con la simplificación de las técnicas para las diferentes etapas, a fin de facilitar su implementación como técnica de rutina.

El primer problema a resolver es la eliminación de una amplia señal de origen orgánico que se superpone con la señal radioinducida. Con el tratamiento químico ensayado, la misma es reducida a un nivel que no interfiere con la señal inducida por dosis superiores a 500 mGy. Además el procedimiento no introduce señales espúreas en la región espectral.

Los resultados no muestran un buen ajuste para dosis menores a 1 Gy por lo cual deberán realizarse nuevos ensayos en este rango de dosis. Han sido propuestas diferentes soluciones técnicas, como cambio en el valor de la potencia de microonda aplicada [3], o el registro de la señal en dos potencias de microonda y la sustracción de la señal de fondo corregida por un factor de multiplicación [2].

El próximo paso es ensayar los dos métodos sugeridos y ver cual resuelve en forma más eficiente el problema, así como la mínima masa de esmalte requerida, dado que cuanto mayor es la dosis, menor es la masa de esmalte requerida para estimarla y viceversa. Asimismo se repetirán estos ensayos en muestras irradiadas con radiación x.

De este modo, se podrá contar con curvas dosis -respuesta para radiación gamma y x de utilidad en el caso de un número importante de personas expuestas o se podrá reconstruir la dosis por retroextrapolación lineal, mediante la técnica de las dosis aditivas para casos individuales.

REFERENCIAS

1. Schwacz, H.P., ESR Study of Tooth Enamel *Nucl.Tracks* **10**,865-867 (1985).
2. Egersdofer, S.; Wieser, A.; Muller, A., Tooth Enamel as a Detector Material for Retrospective EPR Dosimetry *Appl. Radiat. Isot.* **47**,1299-1303 (1996).
3. Romanyukha, A., Regulla, D., Aspects of Retrospective ESR Dosimetry *Appl. Radiat. Isot.* **47**, 1293-1297 (1996).
4. Ikeya, M.; Miyajima, J.; Okajima, S., ESR Dosimetry for Atomic Bomb Survivors Using Shell Buttons and Tooth Enamel. *Jap. J Appl: Phys.* **23**, L697-L699 (1984).
5. Serezhenkov, V.; Domracheva, E.; Voevodskaya, N.; Vorobiev, A., Radiation Dosimetry for Residents of the Chernobyl Region: a Comparison of Cytogenetic and ESR Methods *Radiat. Prot. Dosim.* **42**, 33-36 (1992).
6. Romanyukha, A.; Regulla, D.; Vasilenko, E.; Wieser, A., South Ural Nuclear Workers: Comparison of Individual Doses from Retrospective EPR dosimetry and operational personal monitoring *Appl. Radiat. Isot*. **45**, 1195-1199 (1994).

Análisis del comportamiento temporal de la concentración de tritio en el lago Embalse Río Tercero

López, F.O. y Bruno, H.A.

Publicado como PI-29/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

ANÁLISIS DEL COMPORTAMIENTO TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE TRITIO EN EL LAGO EMBALSE RÍO TERCERO

López, F.O. y Bruno, H.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se desarrolló un modelo físico sencillo que predice la variación de la concentración de tritio en el lago de Embalse Río Tercero. Éste es un modelo del tipo mezcla completa (o total) basado en los siguientes parámetros de entrada: el volumen del lago, el caudal del mismo, la descarga de la central y la constante de desintegración radiactiva. El modelo fue resuelto numéricamente mediante un método de Runge-Kutta de segundo orden. El método elegido es el de Euler modificado.

Se presenta la comparación de los valores obtenidos mediante la resolución numérica del modelo desarrollado y los valores de concentración de tritio en aguas del embalse, medidos durante el monitoreo ambiental que realiza en forma rutinaria la Autoridad Regulatoria Nuclear. En esta comparación se observa una buena correlación.

INTRODUCCIÓN

La hidrosfera constituye una vía importante por la cual los materiales radiactivos emitidos por una central nuclear pueden dispersarse en el medio ambiente y, por lo tanto llegar al hombre.

La Central Nuclear Embalse (CNE), que está ubicada en la localidad de Embalse, provincia de Córdoba, sobre la margen del lago Embalse del Río Tercero, posee un reactor tipo CANDU de agua a presión, moderado y refrigerado por D_2O y utiliza uranio natural como combustible. En este tipo de reactores el tritio se produce principalmente por la activación del deuterio presente en el medio refrigerante y moderador.

La CNE realiza la descarga de efluentes líquidos al lago mencionado, que es la fuente principal de agua potable de la población circundante. Esto hace que el 98% de la dosis recibida por el grupo crítico sea debida a estas descargas [1].

En este trabajo se presenta el desarrollo de un modelo físico sencillo que predice la variación de la concentración de tritio en el agua del lago. Éste es un modelo del tipo mezcla completa basado en los siguientes parámetros de entrada: el volumen del lago, el caudal del mismo, la descarga de la central y la constante de desintegración radiactiva [2].

El modelo desarrollado es resuelto numéricamente mediante el método de Euler modificado, que es uno de los métodos de Runge-Kutta de segundo orden más utilizados. Posee la ventaja de tomar iguales de a pares los cuatro parámetros característicos de este tipo de métodos [3].

Se comprueba la validez del modelo comparando los valores obtenidos mediante su resolución numérica y los valores de concentración de tritio determinados en el monitoreo ambiental, que lleva a cabo en forma rutinaria la Autoridad Regulatoria Nuclear, en los alrededores de la Central Nuclear Embalse.

MODELO FÍSICO DESARROLLADO

El modelo desarrollado es del tipo mezcla completa, que simula un estanque de ciclo cerrado en el que se produce una mezcla completa en todo el "volumen efectivo" que representa la parte activa; no se consideran en él las derivaciones no efectivas. Se supone que los efluentes de la central se mezclan instantánea y completamente con todo el volumen de agua.

En este modelo son de importancia dos parámetros. El primero es la constante de tiempo correspondiente al barrido del estanque por la corriente de aportación y la del efluente. Se define como *V/q*, donde *V* es el volumen efectivo del estanque y *q* es el caudal efluente (igual al caudal de aportación, sin tener en cuenta la evaporación). El segundo es la constante de tiempo correspondiente a la desintegración de los radionucleidos.

Los parámetros de entrada necesarios son:

el volumen efectivo, *V*

el caudal de desagüe, *q*

la tasa de adición de radionucleidos, *W*

la constante de desintegración radiactiva, λ.

Como resultado de todo lo expuesto la concentración del radionucleido *C* puede obtenerse a partir de la siguiente ecuación:

$$V \cdot \frac{dC}{dt} = -(q \cdot C) + W - \lambda \cdot (C \cdot V) \qquad (1)$$

RESOLUCIÓN NUMÉRICA

Comenzaremos esta sección planteando el siguiente problema escalar de valores iniciales

$$\frac{du}{dt} = f(u,t) \qquad t_0 < t < t_f$$
$$u(t_0) = u_0 \qquad (2)$$

En general, en la mayoría de los problemas físicos de valores iniciales estudiados, t indica el tiempo.

Son ampliamente conocidos los métodos para hallar en forma explícita las soluciones de problemas de primer orden del valor inicial, en la práctica pocos de los problemas que se originan del estudio de fenómenos físicos se pueden resolver explícitamente. Por lo tanto es necesario recurrir a soluciones numéricas para resolver este tipo de problemas.

Para integrar en el tiempo el problema de valores iniciales planteado se utilizan pequeños incrementos temporales, o sea el intervalo considerado, $t_0 < t < t_f$ es subdividido uniformemente en N segmentos o pasos de tiempo de longitud $k = (t_f - t_0) / N$. Los valores discretos de u(t) y f(u,t) en los nodos de la malla o red así determinada se denominan u^n y t^n, donde n es un nodo genérico.

Uno de los tipos de métodos más comúnmente utilizados en la resolución de este tipo de problemas son los métodos de Runge-Kutta [4]. Dentro de este grupo de métodos numéricos, uno de los más importantes es el método de Euler modificado, que es un método explícito de segundo orden.

$$q_1 = k \cdot f\left(u^n, t^n\right) \qquad (3)$$

$$q_2 = k \cdot f\left(u^n + q_1, t^{n+1}\right) \qquad (4)$$

$$u^{n+1} = u^n + \frac{1}{2} \cdot (q_1 + q_2) \qquad (5)$$

Donde q_1 y q_2 son valores aproximados de la derivada de u con respecto a t calculados en el intervalo $t^n < t < t^{n+1}$ (multiplicada por k) [3].

El método de Euler modificado, es un método estable y convergente, la demostración de esto puede observarse en [3].

Si se reagrupa convenientemente en la ecuación (1), se obtiene la siguiente expresión:

$$\frac{dC}{dt} = -C \cdot \left(\frac{q}{V} + \lambda \right) + \frac{W}{V} \qquad (6)$$

Esta ecuación puede ser expresada de la siguiente manera:

$$\frac{dC}{dt} = f(C, t) \qquad (7)$$

donde

$$f(C, t) = \frac{W}{V} - C \cdot \left(\frac{q}{V} + \lambda \right) \qquad (8)$$

Como se puede observar, si se considera un valor inicial $C(t_0) = C_0$, el problema físico planteado es del tipo expuesto en el sistema de ecuaciones (2).

Por lo tanto, el problema se puede resolver numéricamente mediante el método de Euler modificado. En este caso, q_1 y q_2 toman los siguientes valores:

$$q_1 = k \cdot \left[\left(\frac{q^n}{V^n} + \lambda \right) \cdot C^n - \frac{W^n}{V^n} \right] \qquad (9)$$

$$q_2 = k \cdot \left[\left(\frac{q^{n+1}}{V^{n+1}} + \lambda \right) \cdot (C^n + q_1) - \frac{W^{n+1}}{V^{n+1}} \right] \qquad (10)$$

Entonces la concentración C en el nodo n+1 puede ser calculada de la siguiente manera:

$$C^{n+1} = C^n + \frac{1}{2} \cdot (q_1 + q_2) \qquad (11)$$

con la condición inicial:

$$C(t_0) = C_0$$

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Se resolvió, mediante el método de Euler modificado, el modelo físico planteado, que estudia la variación de la concentración de tritio en el lago de Embalse Río Tercero.

En la resolución numérica se consideró una longitud de paso temporal en la malla de un mes, o sea k = 1 mes.

El estudio se realizó en el período comprendido entre enero de 1996 y junio de 1998.

Como valor inicial de la concentración (C_0) se toma el valor obtenido en la determinación del nivel de tritio, correspondiente al muestreo ambiental del mes de diciembre de 1995.

En el gráfico de la **Figura 1** se observa la comparación de los valores obtenidos mediante la resolución numérica del modelo y los correspondientes a las mediciones realizadas en el muestreo ambiental que lleva a cabo la Autoridad Regulatoria Nuclear, en los alrededores de la Central Nuclear Embalse.

Los valores medidos mensualmente, que se observan en la figura 1, son el resultado de promediar las concentraciones determinadas en tres diferentes puntos de muestreo del lago. Cabe destacar que, en todos los casos, la diferencia entre estos valores no superó el 20%. Esto explica, en cierta medida, la muy buena correlación entre los datos medidos y los provenientes de la resolución numérica del modelo desarrollado, como puede ser observado en el gráfico.

La mayor diferencia entre ambas curvas se observa en los sectores en los que la concentración crece o decrece bruscamente. Esto se debe a que las variaciones son amortiguadas por el modelo, ya que al resolverlo se utilizan valores promedios de los parámetros de entrada.

Se concluye entonces, que se posee una herramienta que puede ser utilizada para predecir la concentración de tritio en aguas del lago, como ya fue expresado fuente principal de dosis para el grupo crítico, a partir de la descarga de la central y de los datos hidrológicos del lago.

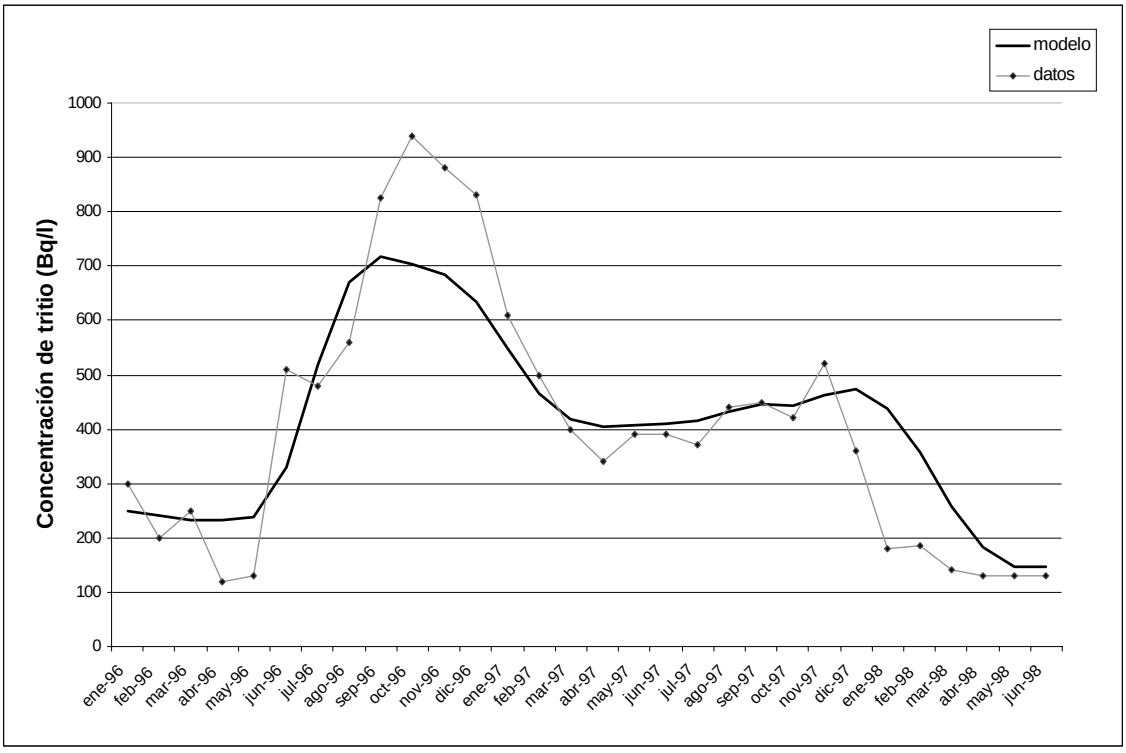


Figura 1. Comportamiento temporal de la concentración de tritio en el lago de Embalse Río Tercero: comparación entre los resultados del modelo desarrollado y los datos del muestreo ambiental.

Nota

Los datos del volumen y el caudal de descargas fueron suministrados, en forma mensual, por la Dirección de Agua y Saneamiento, organismo dependiente del Gobierno de la provincia de Córdoba.

El dato de la tasa de adición del radionucleido fue suministrado por las autoridades de la central. El suministro de este dato, durante gran parte del estudio (enero de 1996 a julio de 1997), tuvo una frecuencia trimestral. A partir de esa fecha a la actualidad la frecuencia es mensual.

Los valores observados en el período agosto de 1996 y enero de 1997 se debieron a un incidente registrado el día 2 de julio, en el que se detectó una pérdida en el circuito primario.

REFERENCIAS

1. Informe Anual de la Autoridad Regulatoria Nuclear. Autoridad Regulatoria Nuclear años 1996 y 1997.
2. Guía de Seguridad Nº 50-SG-S6. Dispersión hidrológica de sustancias radiactivas en relación con el emplazamiento de centrales nucleares. Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena, 1987.
3. Análisis numérico. Burden, R.L.; Faires, J.D. Grupo Editorial Iberoamérica. México. 1985.
4. Solución numérica de ecuaciones diferenciales, Tomo 1, Ecuaciones diferenciales ordinarias. Marshall G. Editorial Reverté. Argentina. 1985.

Determinación de ^{241}Am y ^{244}Cm en muestras ambientales

Bonino, N.O.; Grinman, A.D.R. y Serdeiro, N.H.

Publicado como PI-30/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DETERMINACIÓN DE ^{241}Am y ^{244}Cm EN MUESTRAS AMBIENTALES

Bonino, N.O.; Grinman, A.D.R. y Serdeiro, N.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La presente técnica describe un método para separar, purificar y medir bajos niveles de americio y curio en diferentes muestras ambientales tales como sedimentos, suelos, vegetales, agua y filtros de aire. La determinación de estos radionucleidos en dichas matrices ambientales posee ciertos problemas analíticos, ya que no existe un método sencillo para su purificación, lo cual es indispensable para su posterior medición por espectrometría alfa.

La técnica desarrollada consiste en tomar una alícuota de la muestra a analizar, agregar trazadores como americio 243 ó curio 242, y disolver la matriz de manera tal de obtener una solución límpida.

Para el aislamiento del americio y curio de los demás actínidos se utilizan como técnicas separativas: precipitaciones con Fe^{3+}, intercambio aniónico y catiónico, y extracción con un solvente orgánico apropiado.

Una vez purificados el americio y el curio se procede a la electrodeposición siguiendo la técnica empleada habitualmente. La medición se lleva a cabo por espectrometría alfa con un detector de ión implantado. El límite de detección para esta técnica es de 0,02 Bq/l ó Bq/kg ó 0,2 mBq en el caso de los filtros.

INTRODUCCIÓN

El americio 241 y el curio 244 son producto del decaimiento radiactivo de isótopos de plutonio generados a través de capturas neutrónicas múltiples a partir del uranio 238.

Como resultado de pruebas de armas nucleares (fallout) y de diversos procesos de la industria nuclear, se encuentran en el medio ambiente pequeñas cantidades del isótopo americio 241 y curio 244. Aun cuando en general los niveles de contaminación con dichos elementos son bajos [1], se trata de emisores alfa de vida media larga (458 y 18,11 años respectivamente) y por este motivo la medición de dichos niveles de contaminación adquiere particular importancia radiológica ya que es necesario un control periódico para asegurar que sus concentraciones se mantengan en niveles aceptables.

PROCEDIMIENTO

La técnica empleada consiste en los procesos generales de disolución de la matriz, la separación de los actínidos y purificación del americio y curio.

Las muestras deben ser previamente evaluadas de forma rápida, con el objeto de estimar el orden de concentración de cada uno de los radionucleidos para poder agregar la actividad adecuada de trazador (con el objeto de controlar adecuadamente el proceso de análisis y medición).

Estimación del trazador

Dado que es conveniente que la relación analito-trazador sea lo más próxima posible a 1:1, se procede en primer término a realizar una estimación rápida de las actividades de americio 241 y curio 244 presentes en la muestra. A tal fin, dependiendo del tipo de matriz a analizar, se solubiliza la misma según distintas técnicas y se procede a realizar una primera espectrometría alfa. Sobre la base del resultado obtenido se agrega la adecuada actividad de americio 243 ó curio 242 como trazadores.

Disolución de la matriz

Se trata de un proceso en el cual se transforma a la muestra en una solución homogénea, pudiéndose así efectuar los procesos analíticos posteriores. Las muestras a procesar pueden ser suelos, sedimentos, vegetales, aguas y filtros de aire. A continuación se describen las técnicas para cada una de esas matrices.

Suelos y sedimentos:

- Pesar por duplicado aproximadamente 20 gramos de muestra en cápsulas de porcelana.
- Agregar la cantidad de trazador estimada anteriormente.
- Tratar en mufla a 100ºC por 24 horas y luego elevar la temperatura en rangos de 100ºC hasta 550ºC.

Esto permite, en esta primera etapa, eliminar la humedad y materiales volátiles, para finalmente destruir la materia orgánica. En algunos casos son necesarios tratamientos con NH_4NO_3.

- Retomar cuidadosamente las cenizas con agua destilada y HNO_3 (1:1), trasvasándolas a un recipiente plástico de centrífuga de 250 ml.
- Atacar con 90 ml de agua regia HNO_3:HCl (1:3) con agitación y temperatura durante toda la noche.
- Centrifugar y separar el sobrenadante por decantación recibiéndolo en un vaso de 1 litro de Teflon® con base grafitada.
- Repetir el ataque ácido, centrifugación y decantación 2 veces más combinando los sobrenadantes en el mismo vaso de Teflon®.
- Tratar al residuo del centrifugado con 50 ml de HNO_3:HF (1:1) con agitación en caliente.
- Centrifugar y agregar el sobrenadante al vaso de Teflon®. Repetir esta operación 2 veces.

A medida que se van retomando las soluciones de lixiviación se van evaporando sobre plancha calefactora hasta llegar casi a sequedad.

- Mineralizar con agua oxigenada y tratar con HCl hasta la eliminación total del HF.
- Agregar 3 gramos de H_2BO_3.
- Llevar a sequedad y retomar en 250 ml de HNO_3 4M.
- Precipitar con NaOH (en pellets) hasta llegar a pH 11-12 con agitación.

En este paso los actínidos coprecipitan con los fosfatos y los hidróxidos, y el medio fuertemente alcalino redisuelve los hidróxidos de aluminio, cromo, titanio, etc.

- Mantener con calor y agitación durante 1 hora.
- Agregar 20 mg de Fe^{3+} como portador [2].

El portador asegura la recoprecipitación de los actínidos que fueron redisueltos con los hidróxidos de aluminio, cromo, titanio, etc.

- Dejar en digestión 2 horas y filtrar.
- Acidificar levemente a las aguas madres y agregar 20 mg de portador de Fe^{3+}.
- Precipitar a pH 4 con NH_4OH.

Este paso permite la recuperación de los actínidos de la muestra

- Filtrar en el mismo filtro anterior y lavar con agua caliente y NH_4OH diluido.
- Descartar las aguas madres.
- Redisolver el residuo en el mismo filtro con HCl 9M.

Vegetales

- Pesar aproximadamente 20 gramos de muestra y agregar el trazador estimado.
- Tratar en mufla comenzando a 70ºC durante 6 horas.
- Incrementar la temperatura a razón de 50ºC hasta llegar a 550ºC con períodos de aproximadamente 4 horas.
- Retomar las cenizas cuidadosamente con HNO_3 diluido.
- Realizar un ataque ácido con agua regia y si hiciera falta con HNO_3:HF (1:1).
- Retomar el residuo con HCl 9M.

Filtros

- Disolver el filtro con HNO_3 concentrado y algunas gotas de HF en un vaso de Teflon®.
- Mineralizar con agua oxigenada y llevar a sequedad.
- Retomar el residuo con HCl 9M.
- Trasvasar a un recipiente plástico tarado y llevar a un peso de aproximadamente 50 gramos.
  (Tomar una alícuota del 10% para estimar la actividad de trazador necesaria).
- Agregar la cantidad de trazador correspondiente.
- Dividir el resto de la solución en dos alícuotas similares y procesar por duplicado.

Aguas

- Pesar aproximadamente 500 gramos de agua.
- Agregar el trazador de acuerdo a lo estimado previamente.

  Dependiendo de la calidad del agua se puede:

  - Llevar la muestra a sequedad y retomarla con HCl 9M.
  - Acondicionarla en HCl 9M.
  - Precipitar con Fe^{3+} según lo expuesto para el pretratamiento de suelos y sedimentos.

Separación de los actínidos

El tratamiento anteriormente descrito permite obtener para todas las matrices tratadas una solución límpida y homogénea, con lo cual se puede proceder con la separación de los actínidos.

- Pasar la solución obtenida en los pasos anteriores a través de dos columnas de intercambio iónico [3].

La primera aniónica Bio Rad A G 1x8 (100-200 mesh), y la segunda catiónica Bio Rad A G 50Wx8 (200-400 mesh) previamente acondicionadas en HCl 9M.

La primera columna retiene uranio, plutonio y gran parte del hierro presente, la segunda retiene la mayor parte de torio. El americio, curio y tierras raras no son retenidos, pudiendo pasar también algunos interferentes que se deberán eliminar en pasos posteriores.

- Lavar las columnas con aproximadamente 80 ml de HCl 9M.

Purificación de americio y curio

- Llevar a sequedad la solución resultante del paso anterior y retomarla con 15 ml de HNO_3 más 50-500 ml de agua.
- Ajustar el pH en 2-3 con NH_4OH.
- Extraer con ácido 2- etilhexilfosfórico (HDEHP) 0,9M en una relación orgánica acuosa (1:1).
- Guardar la fase acuosa para una posterior extracción.

El americio y curio, junto con las tierras raras y vestigios de torio, son retenidos en la fase orgánica eliminando la mayoría de los iones bivalentes en la fase acuosa.

- Lavar dos veces la fase orgánica con igual volumen de HCl 0,075M.

En esta etapa se remueven la mayor parte de las tierras raras de la fase orgánica.

- Reextraer el americio y curio con dos porciones de HNO_3 4M, utilizando el mismo volumen que el de la fase orgánica.
- Repetir la extracción de la fase acuosa con HDEHP 0,9M.
- Combinar las fases acuosas.
- Llevarlas a sequedad y retomar el residuo con 50 ml de una solución HNO_3 1M en CH_3OH 90%.
- Sembrar la solución en una columna de intercambio aniónico Bio Rad A.G. 1x4 (100-200 mesh).
- Lavar con sucesivas porciones de la solución de HNO_3 1M en CH_3OH 90%

El americio y curio quedan retenidos en la columna junto con algunas trazas de interferentes mientras que la mayor parte del hierro presente pasa a través de la misma.

- Lavar y descartar los interferentes con una mezcla de HCl 0,1M-NH_4SCN 0,5M en CH_3OH 80% ($^{v}/_{v}$).

Finalmente eludir de la columna al americio y curio con 150 ml de una solución de HCl 1,5M en CH_3OH 83%($^{v}/_{v}$).

- Llevar a sequedad el eluido y mineralizar.
- Agregar 0,5 ml de H_2SO_4 y electrodepositar según Talvite [4].

Cálculo de la actividad de americio 241 y curio 244

Para el cálculo de la concentración en actividad se emplea directamente el factor de la relación entre los contajes del actínido a determinar y el trazador, por la actividad del trazador agregada y el factor gravimétrico. En el caso de suelos, sedimentos y vegetales se suele expresar en Bq/kg, en el caso de aguas en Bq/l y en el caso de filtros en Bq/filtro.

$$A\left[\frac{Bq}{U}\right] = \frac{ROI(A)}{ROI(T)}\ Act(T)\left(\frac{U}{PA}\right)\ , \text{ donde}$$

A	Actividad del analito.
ROI A	Cuentas del analito (descontando el fondo).
ROI T	Cuentas del trazador (descontando el fondo).
Act (T)	Actividad del trazador agregado (Bq).
U	Unidad de expresión deseada (l,kg).
PA	Peso de la muestra (en la misma unidad que U).

En el caso de filtros, U se transforma en el peso total de la solución en la que se redisuelve y PA, en el peso total de la solución trazada (recordar que se extrae una alícuota para la estimación del trazador a agregar).

CONCLUSIONES

La complejidad del procedimiento presentado resuelve la mayor parte de las muestras, sin embargo, en algunos casos se presentan matrices complejas en las cuales es necesario aplicar procesos adicionales para resolver problemas de interferencias tales como tratamientos alcalinos fundentes o precipitaciones de purificación. En los casos más simples, como aguas y filtros, es posible obviar algunos pasos.

Uno de los puntos críticos reside en la etapa de extracción con HDEHP en la cual (particularmente en suelos y sedimentos), si la muestra no llega debidamente purificada, se dificulta el ajuste a pH ya que aparecen precipitados que disminuyen la eficiencia de la extracción.

En las muestras procesadas hasta el momento se han obtenidos rendimientos aceptables (de 30 a 70%), obteniéndose espectros de buena resolución. La aplicación de esta metodología en las intercalibraciones con el Environmental Measurements Laboratory, U.S. Department of Energy arrojó óptimos resultados.

REFERENCIAS

1. A. Yamato, Journal of Radioanalytical Chemistry, Vol. 75, Nos 1-2 (1982) 265.

2. S. Ballestra, R. Fukai, Talanta, Vol 30. No 1 (1983) 45-48.

3. E. Holm, S. Ballestra, R. Fukai, Talanta, Vol 26 (1979) 791-792.

4. N.A. Talvite. Anal. Chem., (1972) 44,280.

Regulatory Actions Towards Dose Reduction at Atucha 1 NPS

Spano, F.; Curti, A.R.; Tellería, D.M. y Rudelli, M.D.

Publicado como PI-31/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

REGULATORY ACTIONS TOWARDS DOSE REDUCTION AT ATUCHA 1 NPS

Spano, F.; Curti, A.R.; Tellería, D.M. y Rudelli, M.D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

Atucha 1, a nuclear power plant designed in the late sixties, is in commercial operation since June 1974. In some internal components such as the coolant channels, the station has Stellite-6, a high cobalt content alloy (up to 60%) for hard-facing application. The erosion and corrosion processes on the surfaces of the piping and components of the primary coolant and moderator systems generate a varied type of particles oxides called “crud”. The crud and cobalt 60 produced by neutron activation of cobalt are transferred by the water along the circuit of the coolant and moderator systems, producing deposits on internal surfaces. The cobalt 60 deposits are dominant in radiation fields at working locations.

For years, the Authority allowed a considerable number of station workers incurring doses near the limit since that installation had been built previously to introduction of the optimisation concept by ICRP Publication 26. The recommendations included in ICRP Publication 60 made more than difficult the radiological situation at the Atucha 1. For the facility, to comply with the new limit established by the Authority in January 1995, meant to carry out a substantial modification of the radiological conditions, specially the radiation fields due to cobalt 60. Some options to reduce individual and collective doses were analysed by the Authority. To carry out the evaluation of the deposit mechanisms and the real activity level of cobalt 60, a model of compartments connected by means of constant transfer coefficients was designed. It was concluded that there was a necessity to the change of coolant channels by new ones free of cobalt. It has been shown experimentally that radiation fields and occupational doses were reduced, due to the replacement programme carried out by the utility, in a similar way to the model predictions. At present after more than three years from the beginning of the application of the new limits, and after carrying out partially the tasks for the reduction of the individual doses, this installation complies with the dose limits imposed by the Nuclear Regulatory Authority.

1. INTRODUCTION

In the late sixties the Argentine government bought on a turnkey basis, a nuclear power station from Siemens A.G. The Atucha 1 Nuclear Power Station (367 MWe gross power) built on the banks of the Parana River was commissioned and put into operation in 1974. Since then, it has operated with an availability factor of 0.7.

Concerned by potential wear by erosion-corrosion the supplier designers decided to include in some locations of the reactor internals an Stellite-6 coating, a high cobalt content alloy (up to 60%) for hard-facings application, as on the inlet-outlet areas of the coolant channels. Because of such decision, there is an area of Stellite deposit of around 20 square meters, just above and below the reactor core. It has been estimated that the channels coating constitute the 90% of the total amount of in-core surface coated with high cobalt alloy. As it is known, the erosion and corrosion processes on the surfaces of the piping and components of the coolant and moderator systems generate a varied type of particles oxides called “crud”. The crud, in suspension, is transferred by the water along the circuit of the coolant and moderator systems, producing deposits on internal surfaces. The cobalt 60 activity produced by neutron activation of cobalt is the largest component of radiation fields at working locations [1][2][3].

Such situation concerned the Authority at the end of the 1970's. It was already was mentioned in independent analyses of the offers for the Atucha 2 NPS in 1979. Upon the decision in favour of the Siemens design, in 1981 the Authority issued a requirement for the elimination of Stellite or any other cobalt alloy in the construction materials for piping and components of the primary/moderator systems of Atucha 2 [4]. A second requirement defined the cobalt content in the nickel used for the steam generators tubing alloy (Incolloy 800).

For years, the Authority allowed a considerable number of station workers at Atucha 1 incurring doses near the limit since that installation had been designed and built previously to introduction of the optimisation concept by ICRP Publication 26. However, radiation fields at working locations soared with time and soon compliance of the dose limit was the most important component in the radiological protection system. The Authority in 1988 began monitoring radiation fields at different points of the primary/coolant system, especially in areas near the main components, (reactor coolant pumps, steam generators channels heads, valves, etc.). In particular was evaluated the cobalt 60 contribution to the occupational dose. Spectra measurement of radiation gamma fields confirmed the dominant energy component was due to cobalt 60. It was determined that cobalt 60 caused 50% of the occupational dose in normal operation and up to 90%, after the reactor being shutdown for 240 days [2][3].

Following the Authority requirement for elimination of cobalt alloys in the Atucha 2 reactor there was coolant channels without Stellite, situation that obviously would solved partially the problem. Because of the design change of the coolant channels decided by the Atucha 2 supplier after the breakage of channel R06 in Atucha 1, there was available for replacement a larger quantity than needed.

The recommendations included in ICRP Publication 60 made more than difficult the radiological situation at the Atucha 1 NPS. The Authority had intended to implement the new limit of individual dose as soon as possible advising the utility to take the pertinent steps to solved the situation at the nuclear power station. For the facility, to comply with the new limit established by the Authority in January 1995, meant to carry out a substantial modification of the radiological conditions, specially the radiation fields due to cobalt 60. Given the existent situation at the beginning of the 90's in the Atucha 1 was necessary to carry out a series of evaluations to support a regulatory decision regarding the operation of the nuclear power station. It was decided the elimination of cobalt 60 source was essential for a significant reduction of occupational doses. Consequently, it was evaluated in depth the replacement of coolant channels containing Stellite, since it implied a significant burden to the collective dose and for some specialised workers, high individual dose. It was modelled the behaviour of cobalt 60 activity in deposit locations on the heat transport and the moderator cooling systems. Different options were studied for deposit elimination [5]. The validation of the semiempiric model was carried out through radiation fields measurement at different locations on the Nuclear Steam Supply System (NSSS) [6][7].

2. ATUCHA 1 NUCLEAR POWER STATION

Although classified in the IAEA PRIS database as a PHWR the Atucha 1 Nuclear Power Station has a unique design among all operating nuclear power plants, not a PWR, nor a CANDU. A heavy water cooled and moderated natural uranium core is contained in a large pressure vessel. Its fuel elements (253 of them 5.3 m long) are load on line vertically into coolant channels distributed axially in the moderator tank. The whole water inventory (225 tonne) is kept at the same pressure (11.6 MPa) but in order to sustain reactivity 54% of it (moderator system) is maintained at an average temperature around 185-195 °C. The primary heat transport water temperatures varies from around 264 °C at the reactor inlet to 303-316 °C at the outlet.

Special features of the Atucha 1 design are the reactor internals. The moderator tank built in 347 SS (Figure 1) accommodates all core components, separates the moderator from the coolant, and, with the reactor pressure vessel, forms the annulus for the in-flowing coolant. The bottom of the tank serves as the lower fixing point for the coolant channels and the control rods guide tubes. The tank shell serves as thermal shielding. The coolant channels built in Zircaloy 2 consists of vertically-arranged tubes which house the fuel bundle column, direct the rector coolant flow and separate the reactor coolant from the surrounding moderator. The reactor coolant flows inside

the coolant channels in an upward direction. After passing through the fuel, it leaves the channel through slots and enters the upper plenum formed by the moderator tank closure head. The channel walls are relatively thin, as there is not a pressure difference between primary and moderator coolants. Heat transfer from reactor coolant to the moderator is keep to a minimum by an external insulation consisting of two metal foils arranged on the outer surface of the channel with gaps filled by stagnant water.

Regarding reactor coolant and moderator chemical parameters, although similar materials has been used for the Atucha 1 NSSS (Stainless steel cladding in reactor vessel and piping) there are differences with light water PWRs:

- System operates all the time at a high pH (around 10 at 25 °C).
- No hydrogen is injected into the coolant

In August 1988, the nuclear reactor suddenly suffered a lost of reactivity and it was necessary to shutdown the station. It was found out that a coolant channel; due to bending finally broke allowing hotter water from the primary coolant into the moderator. In service inspection showed several channels bent due to neutron irradiation growth. An extended outage for several cooling channel replacements (the broken tube and other serious damaged) allowed carrying out detailed measurements of radiation fields.

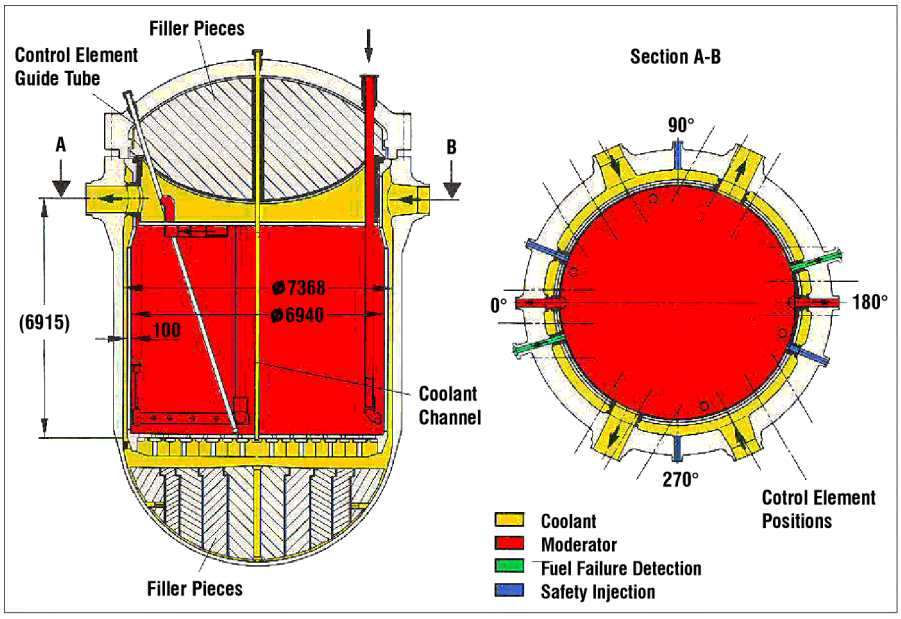


Figure 1: Atucha 1 Reactor vessel internals.

3. RADIOLOGICAL SITUATION OF ATUCHA 1 AT THE DAWNING OF THE 1990'S

The average annual collective dose (1974-1990) was 7.5 man Sv. Of the total collective dose incurred by inspection and maintenance work, 50% were from work on the main pumps and on the steam generators. Another 25% were incurred while working on the moderator circuit. The internal contamination with tritium, contributed about 13% of the total dose. The analysis of the distribution of individual dose showed that near 30% of the workers (of an average of 500 people including subcontractors) received an annual dose larger than 20 mSv, contributing with 70% to the value of the collective dose. Around 15% of the workers were over 100 mSv (5-year interval) [4][8][9]. A rough estimation of the extra personnel needed to comply with the new limit can be assessed from the following expression:

$$N > N_i\,(E_i - E_o)E_o^{-1} \quad (1)$$

Where N is the number of extra workers be added; N_i is the average number of workers that receive doses greater than the new limit, E_o; and E_i is the individual mean dose for the group N_i. For Atucha 1, the extra workers should be at least 25% more (of the order of 120 persons). These workers would be engaged to work in those groups that receive the higher doses, such as maintenance team. In this case, the maintenance staff should be doubled [4].

Increasing the number of personnel for reducing high individual doses was an unacceptable option for the Authority. Indeed a higher number of workers would receive annual doses close to the limit, while the collective dose would remain unchanged or increased. Therefore, other options such as the elimination of cobalt 60 sources, decontamination of localised zones of the NSSS such as the moderator heat exchanger, and introduction of robots in some maintenance operations should be considered.

4. CORRECTIVE ACTIONS CARRY OUT AT ATUCHA 1 COOLANT CHANNELS REPLACEMENT

The behaviour of radioactive cobalt in the Atucha 1 NSSS responds to very complex processes. Many aspects of the production, transport and accumulation mechanisms are only hypothetical matters. On the other hand, the operation parameters and the unique design of this installation do not allow extrapolating experimental data arisen in other facilities. In Atucha 1 there was scarce information about the deposit mechanisms and the real activity level of cobalt 60 on the internal surface of pipes and components of the heat transport/moderator system. Consequently, it was necessary to adopt certain hypothesis to simplify the problem with the purpose of obtaining useful information from the point of view of radiological protection [5].

In Atucha 1 at the coolant/moderator pH value, the cobalt 60 released to medium clings immediately to the “crud”. Moreover, the hydrodynamic conditions allow ignoring the diffusion processes for the size of the particles that are in suspension. Consequently, the deposit rate depends on the hydrodynamic and geometric conditions, while the resuspension rate is more affected by the type of interaction between surfaces and particles [10][11]. In spite of having historical data of the concentration of cobalt 60 in water and of the activity retained in resins, the data did not give information on localise deposits.

To carry out the evaluation, a model of compartments connected by means of constant transfer coefficients was designed. It was assumed that Stellite wear products were released at constant rate. It was assumed the cobalt 60 was produced by activation in situ from Stellite and from cobalt in water. Were defined two systems of equations, the one that relates variable $n(t,\varepsilon)$ of the real system and one that relates variable $x(t,\varepsilon_i)$, of a system that was called “virtual”. It was also assumed that circulating water produce a weak coupling between different deposits and consequently, the variables related with the deposits depend essentially on the local conditions. In other words, the quantity of cobalt 60 deposited and later resuspended in the sector i, does not affect the dynamics of the rest of the deposits, allows applying the principle of lineal overlapping of effects [5]. The equations (2) and (3), that represent to part of the real system, they describe the time variation of the cobalt 60 in the water of the primary/moderator system and at location i of deposit:

$$\partial_t n_2(t,\varepsilon) = f_2(t) + \sigma\phi_i\, n_1(t,\varepsilon) + \Sigma_i\, \varepsilon_{ri}\, n_{4i}(t,\varepsilon) - (\varepsilon_f + \lambda + \Sigma_i\, \varepsilon_{di}\, V_i / V_o)\, n_2(t,\varepsilon) \quad (2)$$

$$\partial_t n_{4i}(t, \varepsilon) = \varepsilon_{di}(V_i/V_o) n_2(t, \varepsilon) + \sigma\phi_i\, n_{3i}(t,\varepsilon) - (\varepsilon_{ri} + \lambda) n_{4i}(t, \varepsilon) \quad (3)$$

The quotient V_i/V_o or T_i/T_o is a scale constant that considers the permanency of the hydrodynamic conditions characterised for ε_i. The set of equations that represent the real system does not have solution. In consequence, an alternative system of equations allows evaluating the evolution with time of the “virtual” deposits. In such simplified model, the equation (2) and (3) becomes equation (4) and (5):

$$\partial_t x_2(t,\varepsilon_i) = f_2(t) + \sigma\phi_i x_1(t,\varepsilon_i) + \varepsilon_{ri} x_{4i}(t,\varepsilon_i) - (\varepsilon_f + \lambda + \varepsilon_{di}) x_2(t,\varepsilon_i) \quad (4)$$

$$\partial_t x_{4i}(t,\varepsilon_i) = \varepsilon_{di} x_2(t,\varepsilon_i) + \sigma\phi_i x_{3i}(t,\varepsilon_i) - (\varepsilon_{ri} + \lambda) x_{4i}(t,\varepsilon_i) \quad (5)$$

Comparing both systems is observed that if the equalities given in (6) and (7) were true, with the solution of the so-called virtual system, information would be obtained about the deposit areas and gross quantities.

$$n_{4i}(t,\varepsilon) = V_i/V_o x_{4i}(t,\varepsilon_i) \quad (6)$$

$$n_2(t, \varepsilon) = \Sigma_i (V_i/V_o) x_{2i}(t,\varepsilon_i) \approx x_2(t,\varepsilon_i) \quad (7)$$

$$A_i(t) = \lambda n_{4i}(t,\varepsilon) = \lambda (V_i/V_o) x_{4i}(t,\varepsilon_i) \quad (8)$$

Equality (6) it indicates that each real deposit depends on its own dynamic conditions, ε_i. Equality (7) it would be valid if the variable $x_2(t,\varepsilon_i)$ were not very sensitive to the variations of ε_i. Both equalities can be adopted as valid, because they are compatible with the original hypothesis of weak coupling between different deposits. Finally, the expression (8) gives the relationship between the real activity of cobalt 60 in a deposit area and the "virtual" activity.

The virtual system was resolved using the quotient $\varepsilon_{di}/\varepsilon_{ri}$ like variable. From the radiological point of view it is important to know the information related with the dynamic of the deposits. Given a deposit area of cobalt 60, is possible to know Vi/Vo. The measurement of the kerma rate in air from a deposit allows estimating the deposited real activity. With this, one can obtain the virtual activity and finally the value of ε_i. In particular to estimate the effective half-live of activity reduction.

5. RESULTS OBTAINED FROM THE MODEL

The concentration of cobalt 60 in the coolant calculated agrees with laboratory values [6]. It allows to predict the activity remaining in the deposit locations is proportional to the rate of removal of Stellite and to ε_d. If $\varepsilon_f < \varepsilon_d$, significant variations of that activity do not take place. The concentration of cobalt 60 in water is inversely proportional to ε_d and the activity retained in resins shows a similar behaviour to the concentration in water. The sensibility of the model to variations of the parameter ε_f, indicates that the purification system is efficient [5].

It was found that the activity of cobalt 60 produced by in situ activation of the cobalt from the Stellite coating released to the water, it is more than two orders of magnitude larger than the amount of cobalt 60 produced from activation of the cobalt present in the crud deposited on the fuel elements. It should be reminded that Atucha 1 reactor is refuelled on line on the average 1.5 fuel elements per day. The fuel remains in the reactor around 200 days. A similar time residence for the crud deposited on the fuel has been reported [5][11].

The results obtained for different removal options are detailed in Figure 2. It is observed that after 6 years 70% of the maximum activity is reached. Activity values tend to stabilise for times superior to 10 years (Figure 2-1). Results agree with the kerma rate in air, measured at different deposit locations in 1989-1992 [5][6].

The Figure 2-2, it shows how inefficient is eliminating cobalt 60 of the deposit locations, without removing the source. After four or five years, situation would return to original.

After the total replacement, (Figure 2-3 and Figure 2-4), the activity in the deposits decays with an effective half-life τ_i, smaller or equal, to cobalt 60 half-life. For high values of $\varepsilon_d/\varepsilon_r$, the slopes of the curves tends to the value of λ. The τ_i obtained for different analysed deposit locations, would indicate that, except for the moderator's coolers, ($\varepsilon_d/\varepsilon_r \approx 10^3$), the other deposits would experiment a significant activity reduction along few months. While the channel replacement is carry out (several annual outages) the cobalt 60 activity from deposits decays near 50% when job is finished [5].

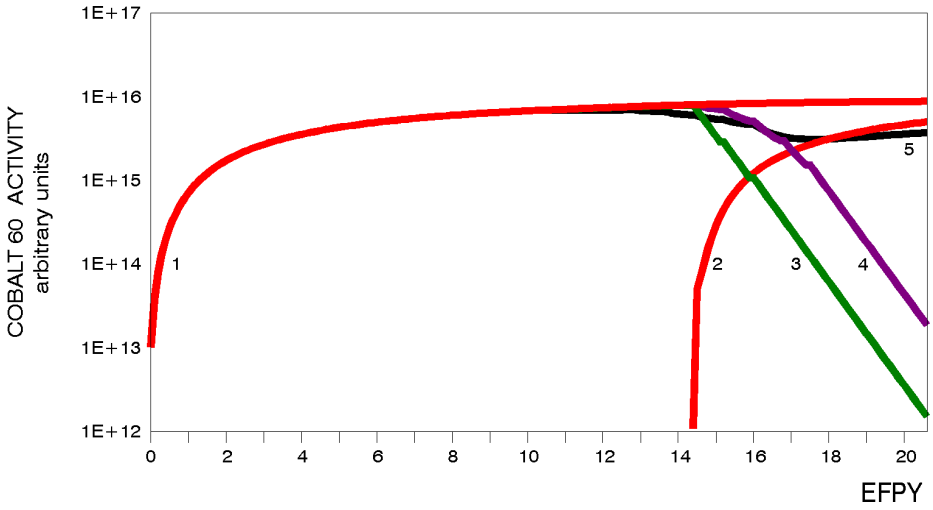


Figure 2: cobalt 60 deposited vs. EFPY.

Channel replacement strategies after 14 EFPY

1. No replacement.
2. Decontamination of primary coolant/moderator systems, without removing channels.
3. Total number of channel replace in only one outage.
4. Total replacement in 4 years.
5. Total activity taking into consideration channels replaced until 1996.

Substitute all channels for others without Stellite in just one intervention would produce the maximum reduction of dose due to cobalt 60. Anyway, if the total substitution were carried out in four or five annual outages, still would be possible to reduce between 50% to 70% the occupational doses the personnel would incur if replacement were not carry out. (Figure 2-4) [5]. Such action, together with the optimisation of the water purification flow, with later chemical decontamination treatment and some components replacement, will allow to reduce purification times with the correspondent decrease of occupational dose in normal operation and very especially during planned outages.

6. RADIOLOGICAL SITUATION OF ATUCHA 1 IN RECENT YEARS

Normal operation and planned outages

In 1992, 1993 and 1994 there were outages two months long the first years and one-month the last. Each time in service inspection and maintenance work was carrying out on the main components. In 1994, there was 10-coolant channel replacement. The radiological expenditure of those years was 14.9, 11.4 and 8.2 man Sv, respectively. [9] In 1996, there was an outage two months long, during which 61 channels were replaced. The collective dose was 9.7 man Sv. In such occasion were carried out important efforts to control individual doses; in particular, by using extra shielding and special tools, robotics, planning and optimisation of the time spent in each task [7][9][12].

Dose incurred/averted due to coolant channel replacement

In 1989 started the replacement of the coolant channels for others some without Stellite. (It was possible to refit the coolant channels available at the Atucha 2 site after the decision that a redesign was necessary to avoid problems due to neutron growth and bending). Up to 1996, the total number of coolant channels without cobalt coating was 50. The average collective dose was 44 man mSv per channel [7]. During the 1996 outage, 125 people worked in the extraction and replacement of 61 channels. Among those workers, only 16% were over 20 mSv and the accumulated collective dose was 26.4 man mSv per channel, 70% incurred by the mechanical

maintenance team [9][12]. The radiological cost diminished 40% respect previous values, due to the introduction of improvements in tools used and in the way of carrying on the job [7][12]. Evaluations carried out by the ALARA group of the installation gives a value of 18 man mSv per channel for future replacements [7]. It implies replacement of remaining 140 channels would mean a collective dose of 2.5 man Sv. On the other hand, the Figure 2-5 shows that if the replacement of the original channels is cancelled, the radiation fields at the deposit locations will recover with the corresponding increment of the occupational doses. The model shows that there is a plateau in activity growth that would extend until the end of 1999.

As mentioned above, the activity deposits of cobalt 60 on different parts of, the NSSS produces 50% of the individual dose from external irradiation. On the other hand, the modelling of the behaviour of the sources and deposits of cobalt 60, predicts that if all Stellite is eliminated in the next two years, would be possible to avert 50% of the collective dose that might produce the permanence of the cobalt 60 source during such time. It would avert 25% of the current value of the collective dose in normal operation or during outages. The collective dose incurred during the last planned outage was 4 man Sv (without considering the collective dose from channels replacement). At present, the collective dose in normal operation is 1 man Sv per year [9][12]. Adding the two outages needed for removal of all remaining channels with Stellite coating, the total collective dose would be 10 man Sv. Consequently, the averted collective dose would be around 2.5 man Sv, similar to the estimated replacement collective dose of the remaining 140 channels. From 2000 on there would not be coolant channels with Stellite coating inside the reactor. Even without chemical decontamination of the primary and moderator systems, the collective dose due to the cobalt 60 remaining, will decrease with an effective half-life smaller than two years [5].

Current radiological situation in Atucha 1

Radiation fields measurements made on the areas of interest following the start up after the 1996 outage, indicate that:

- ✓ The radiation fields coming from large components, as well those measured in contact of the primary/moderator system pipes have been reduced between 30% and 50% [6][7].

- ✓ The concentration of cobalt 60 in water and the dose rates from filters of the purification system of heavy water have been reduced in more than 20% [6].

In normal operation, the monthly collective dose for external irradiation during 1998, has diminished of the order of 35%, respect to average values in 1996 [9].

In operation, the individual doses for external irradiation, of two control groups, mechanical maintenance engineers and laboratory personnel are 20% and 35% respectively lower, comparing with averages values 1990-1996. Both groups in normal operation carry out different tasks inside containment make up and purification system filters replacement, sampling primary and moderator systems, etc.) [7][9].

Furthermore, considering the channels removal carried out so far, the model predicts (Figure 2-5), that in 1998, the activity of cobalt 60 in the primary/moderator system would be between 35% and 40% smaller that the existent in 1996, for most of the deposit locations.

Finally, an evaluation of the distribution of effective doses accumulated from 1995 up today, shows that only 1.5% of the workers is over 70 mSv, mostly supervision and mechanical maintenance personnel. It should be highlighted that great part of the individual doses incurred during outages, is due to tasks related with the dose reduction [7][9][12].

7. CONCLUSIONS

Has been shown radiation fields are reduced, especially near large components, and individual doses are lower, as the model predicts. The model not only describes qualitatively the process but also is able to carry out correct quantitative inferences.

Results obtained replacing channels coated with Stellite allow concluding the regulatory requirement was appropriate. Replacement termination is planned for the end 1999.

More than three years after starting application of the five year interval limit for individual dose, and with only partial reduction of radiation fields, the personnel at site complies with the dose limit imposed by the Nuclear Regulatory Authority.

NOMENCLATURE

λ: cobalt 60 desintegration constant, and τ_i: effective half-life of elimination of the activity in location i.
τ_f, τ_d, τ_r: characteristic times (purification, deposit and re suspension respectively).
$\varepsilon_f = \tau_f^{-1}$, $\varepsilon_d = \tau_d^{-1}$, $\varepsilon_r = \tau_r^{-1}$: transfer coefficients, (purification, deposit and resuspension rates respectively).
σ: activation cross-section for the cobalt 59 and ϕ_i: neutrons flux at location i.
V_o: volume of the primary/moderator system and V_i: characteristic volume of the deposit place i.
Q_o: main pumps flow. Ti = Vi/Qo and T_o = Vo/Qo.
ε_i : (ε_{di},ε_{ri},ε_{fi},V_i), variable that defines the deposit place i, with 1 < i < n, being n the number of deposits.
ε : (ε_1,ε_2,ε_3,..,ε_n), variable that defines the whole system deposits.
$n_2(t,\varepsilon)$ y $x_2(t,\varepsilon_i)$: cobalt 60 in the water of primary system, (real and virtual system respectively).
$n_{4i}(t,\varepsilon)$ y $x_{4i}(t,\varepsilon_i)$: cobalt 60 in deposit area i, (real and virtual).
$n_1(t,\varepsilon)$ y $x_1(t,\varepsilon_i)$: cobalt 59 in the water of primary system, (real and virtual).
$n_{3i}(t,\varepsilon)$ y $x_{3i}(t,\varepsilon_i)$: cobalt 59 in deposit area i, (real and virtual).
$f_2(t)$: source term cobalt 60 from Stellite released to water and $A_i(t)$:real activity of cobalt 60 in deposit area i.
The variables with subscript i denote the specific places of activity accumulation and those that do not have it represent gross quantities. The symbol "∂_t" represents the time variation of variables.

REFERENCES

1. Lin, C.C., et al., "A Mathematical Model of Corrosion Products in the Boiling Water Reactor Primary System", Nucl. Tech. V54, 253-265 (1981).
2. Marchl, T.F.J., "Occupational Radiation Exposures in Siemens Designed PWRS", (Proc. Int. Conf. on Chemistry in Water Reactors, Nice1994), V1, French Nuclear Energy Society, ed., France, 29-36.
3. Spano, F., et al., "Estimación de la contribución a la dosis ocupacional debida al ^{60}Co en Atucha I". Third Con. of the Rad. Prot. Soc. of Argentina, Buenos Aires, Argentina (1988).
4. Palacios, E., et al., "Occupational Dose Limits Reduction Consequences on the Operation of NPP", (Proc. Eighth W. Con. of IRPA, Montreal, 1992), Canadá. Also: Health Physics, V65, N°5, (1993).
5. Spano, F., Boutet, L., Bruno H., Tellería, D., "Modelo semiempírico para el comportamiento del ^{60}Co en un reactor tipo PHWR", CNEA-Argentina, 01.92 (1992); 02.94 (1994).
6. Praturlón H., Vidal, H., Atucha I, Radiological Protection Staff, personal communication, (96/97/98).
7. Work Reports, Atucha I ALARA Group, NASA, Argentina, (96/97/98).
8. Curti, A.R., Espeche, J., "Recopilación histórica de dosis colectiva y distribución de dosis en Atucha I", Informe de trabajo N° 144/91, Atucha I, CNEA, Argentina, (1991).
9. Curti, A., Pardo, G., Melis, H., "Exposición Ocupacional en instalaciones radiactivas y nucleares de Argentina", PI-1/98, Nuclear Regulatory Authority, Argentina (1998). Also: Individual Dose Data Records, NRA.
10. Inf.III: propuesta para descontaminar Atucha I. Dep. Quím. Reac. GICNEADI1/81, INQRC13 (1981).
11. Urrutia, G.A, et al., "Model of the Deposition of Colloidal Crud Particles on the Fuel Elements of Nuclear Power Plant". Nuclear Science and Engineering: 84, 120-130 (1983).
12. Regulatory Inspection in 1996 Atucha I Shut-dawn Maintenance, IN-286, NRA, Argentina, (1996).

Calibración de dosímetros personales para extremidades en campos de radiación gamma

Papadópulos, S.B.; Gregori, B.N. y Cruzate, J.A.

Publicado como PI-32/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

CALIBRACIÓN DE DOSÍMETROS PERSONALES PARA EXTREMIDADES EN CAMPOS DE RADIACIÓN GAMMA[1]

Papadópulos, S.B.; Gregori, B.N. y Cruzate, J.A.
Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presentan los factores de conversión de kerma en aire libre en dosis equivalente H(d,0°) obtenidos teórica y experimentalmente en dedo y en brazo para campos de radiación gamma de incidencia normal.

Se irradiaron dosímetros de extremidades, basados en detectores termoluminiscentes (TL) de LIF_7 (TLD-700, Harshaw), colocados sobre la superficie del fantoma de dedo y de brazo.

El fantoma de dedo es un cilindro sólido de polimetilmetacrilato (PMMA) de 19 mm de diámetro y 300 mm de altura. El fantoma de brazo, es un cilindro de 73 mm de diámetro exterior con paredes de PMMA de 2,5 mm de espesor lleno con agua y 300 mm de altura.

Las fuentes de radiación fueron cobalto 60 y cesio 137 pertenecientes al Centro Regional de Referencia (CRR) de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) y a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de la República Argentina respectivamente. Asimismo se efectuaron irradiaciones con rayos x de espectros anchos cuyas calidades ISO son W60, W110 y W200.

Los factores obtenidos experimentalmente guardan una buena correlación con los publicados, dado que presentan una diferencia menor que el 7%.

Los factores serán aplicados a la evaluación de las dosis equivalentes provenientes de trabajadores cuya irradiación principal está focalizada en las manos.

INTRODUCCIÓN

Debido al aumento constante de las prácticas terapéuticas y diagnósticas en el ámbito de medicina nuclear, se ha hecho imperativo el control exhaustivo de las dosis recibidas por los trabajadores en estas prácticas.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha iniciado un estudio sistemático de dichas prácticas en instituciones hospitalarias [1].

Asimismo, cabe señalar la importancia de este tipo de controles dosimétricos a otro sector de trabajadores, especialmente aquel involucrado con los trasvases de fuentes radiactivas y aquellos que realizan tareas en el ámbito de la gammagrafía.

En el marco de estos trabajos ha surgido la necesidad de mejorar la calidad de la evaluación dosimétrica en mano y muñeca. Por ello el Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN ha evaluado los factores de conversión de dosis equivalente a kerma en aire y ha estudiado la respuesta en energía del dosímetro utilizado en estas prácticas.

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

DESARROLLO EXPERIMENTAL

Para el desarrollo de la tarea fueron efectuadas irradiaciones en el Centro Regional de Referencia (CRR) en las condiciones de haz ancho W60, W110 y W200 para el caso de rayos x y en cobalto 60. Asimismo el Laboratorio de Dosimetría Física de la ARN realizó las irradiaciones correspondientes a cesio 137. Las condiciones de campo y la geometría utilizadas son las recomendadas por la norma ISO 4037 [2]. Las irradiaciones fueron realizadas con incidencia normal al sistema fantoma-detector.

Se irradiaron dosímetros termoluminiscentes de LiF (TLD 700, Harshaw), con coeficiente de variación en sensibilidad menor al 2%, colocados sobre la superficie de los fantomas de dedo y de brazo, según lo recomendado por la norma ISO 4037-3. Los detectores cumplen con los requerimientos de desempeño enunciados por la norma ISO/TC85/SC2/WG7 WG [3]. La incerteza total en la determinación del kerma es menor que el 4% para el 95% de nivel de confianza.

El fantoma de dedo es un cilindro sólido de polimetilmetacrilato (PMMA) de 19 mm de diámetro y 300 mm de altura. El fantoma de brazo es un cilindro hueco del mismo material de 300 mm de altura, con un diámetro externo de 73 mm y paredes de 2,5 mm lleno de agua.

Los detectores fueron procesados en un equipo Harshaw 3500QS aplicándose los tratamientos térmicos habituales del laboratorio.

Para la obtención de los factores de conversión en las energías correspondientes a rayos x se trabajó con los detectores TL bajo filtro de Kapton (marca registrada Bayer) de 50 μm de espesor, como material subrrogante de tejido equivalente para simular la profundidad de 0,07mg/cm^2. Para las irradiaciones correspondientes a las calidades de cesio 137 y cobalto 60 se trabajó en condición de equilibrio electrónico.

Los factores de conversión se obtuvieron efectuando los cocientes entre las lecturas netas de la irradiación en aire libre y la irradiación sobre fantoma ($L_{fancorr.}/L_{airecorr.}$).

Del mismo modo se testeó el desempeño del dosímetro utilizado por nuestro servicio para efectuar el monitoreo de extremidades, sin realizar alteraciones del mismo en el caso de energías de rayos x y con espesor adecuado para lograr el equilibrio electrónico para el caso de las calidades de cesio 137 y cobalto 60.

DESARROLLO TEÓRICO

Se efectuó la determinación de los factores de conversión simulando la experiencia mediante el código de transporte MCNP4B. La biblioteca utilizada es la ENDF/B-VI. El fantoma de dedo fue considerado de material ICRU macizo; mientras que en el fantoma de brazo las paredes fueron de material ICRU de 2,5 mm de espesor y su interior de agua.

Se supuso un haz plano paralelo de incidencia normal, que cubre totalmente al fantoma. Los resultados presentan un error estadístico menor que el 1% y los mismos están referidos al plano medio del fantoma.

RESULTADOS

En la Tabla 1 y la Tabla 2 se muestran los valores obtenidos experimental y teóricamente para ambos detectores con los fantomas de dedo y de brazo.

Tabla 1
Factores de conversión para dedo

Energía	Teórico h(d;0°)Sv/Gy	Experimental	Dosímetro
W60	0,98	1,16	1,15
W110	1,11	1,13	1,05
W200	1.16	1,09	1,15
cesio 137	1,11	1,06	1,00
cobalto 60	1,11	1,04	1,00

Tabla 2
Factores de conversión para brazo

Energía	Teórico h(d;0°)Sv/Gy	Experimental	Dosímetro
W60	1,17	1,26	1,32
W110	1,31	1,29	1,37
W200	1,29	1,24	1,39
cesio 137	1,14	1,07	1,05
cobalto 60	1,12	1,03	1,01

En las Tabla 3 y Tabla 4 se presentan los valores teóricos obtenidos en este trabajo con respecto a los determinados en la bibliografía [4].

Tabla 3
Comparación de factores de conversión teóricos para dedo

Energía	Teórico ARN h(d;0°)Sv/Gy	Teórico Grosswendt h(d;0°)Sv/Gy
W60	0,98	1,10
W110	1,11	1,16
W200	1,16	1,16
cesio 137	1,11	1,11
cobalto 60	1,11	1,11

Tabla 4
Comparación de factores de conversión teóricos para brazo

Energía	Teórico h(d;0°)Sv/Gy	Teórico Grosswendt h(d;0°)Sv/Gy
W60	1,17	1,30
W110	1,31	1,38
W200	1,29	1,30
cesio 137	1,14	1,14
cobalto 60	1,12	1,12

Los valores obtenidos presentan una buena concordancia con los dados por Grosswendt, B. [4].

Las diferencias entre ambos cálculos teóricos son significativas sólo para la calidad de haz ancho W60 presentando una discrepancia máxima del 12%.

Probablemente esta diferencia se deba al hecho de contar con distintas bibliotecas de trabajo [4].

Los factores que relacionan la dosis equivalente en el dosímetro con el kerma en aire no difieren, a excepción de la calidad W60 que presenta una diferencia del 18% con respecto al valor teórico hallado, en más del 8% con los obtenidos teóricamente en fantomas de material tejido equivalente (ICRU). Considerando que en esta diferencia están incluidos los errores asociados a la medición y los fantomas no son idénticos, el comportamiento del dosímetro es muy satisfactorio [5].

CONCLUSIONES

1. En el caso de rayos x, a pesar del alto valor del límite en extremidades, 500 mSv/año, [6], es necesario efectuar las correcciones pertinentes ya que de no realizarse las mismas se estaría subestimando en un 40% la dosis debida a extremidades.

2. La realización de las calibraciones en aire libre es suficiente para el caso de las energías de cesio 137 y cobalto 60, es decir, no es necesario corregir por presencia de fantoma.

3. No se efectuaron las evaluaciones correspondientes para distintos ángulos, ya que los valores teóricos indican una variación angular no significativa. Para el fantoma de dedo, en la calidad W60, la variación angular entre 0º y 90º es menor que el 4%; mientras que para el fantoma de brazo, en las mismas condiciones anteriores, la variación es menor que el 10% [4].

AGRADECIMIENTOS

Los autores desean agradecer a los miembros del Centro Regional de Referencia de la República Argentina: M. Saraví, C. Lindner, G. Montaño y P. Alvarez por su colaboración en la ejecución de las irradiaciones.

REFERENCIAS

1. Di Trano J.L. y col. Dosis debidas a prácticas terapéuticas con I-131. IV Congreso Regional (IRPA) I Congreso Iberoamericano de la Soc. Prot. Radiol. La Habana. Cuba. 19/23 octubre 1998.
2. Reference Photons Radiations: Calibration of Area and Peronal Dosemeters and the Determination of their Response as a Function of Photon Energy and Angle of Incidence. International Standarization Organization (ISO) 4037. 1995.
3. Individual Thermoluminiscence Dosimeters for Extremities and Eyes ISO/TC85/SC2/WG7 WG Draft (1993).
4. Grosswendt, B. Angular Dependence Factors and Air Kerma to Dose Equivalent Conversion
   Coefficients for 1.9 cm Rod and 7.3 cm Pillar Phantoms Irradiated by Extended Monodirectional X Ray Beams. Rad. Prot. Dos. V 59 (3) 1995.
5. Roberson, P.; Eichner, F.; Reece, W.D. Determination of Photon Conversion Factors Relating Exposure and Dose for Several Extremity Phantom Designs. Health Phys. V 57.1989.
6. General 1990 Recommendations of the International Commision on Radiological Protection, ICRP Report 60, Pergammon Press (1990).

El proyecto CAREM-25 desde el punto de vista del riesgo

Barón, J.H.

Publicado como PI-33/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

EL PROYECTO CAREM-25 DESDE EL PUNTO DE VISTA DEL RIESGO[1]

Barón, J.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El Análisis de Riesgos (o Análisis Probabilístico de Seguridad) resulta la herramienta más adecuada, para demostrar el nivel de seguridad de una instalación nuclear y permite cuantificar el nivel de riesgo.

El riesgo en sí, está constituido por el producto de dos factores, el primero tiene en cuenta la probabilidad de ocurrencia de secuencias accidentales con liberación de material radiactivo, y el segundo tiene en cuenta la magnitud y consecuencias de dicha liberación.

En el presente trabajo se analiza cómo se pueden reducir ambos factores, la probabilidad mediante el uso de sistemas más sencillos y confiables para las funciones de seguridad (sistemas inherentemente seguros), y la consecuencia mediante el uso de unidades de producción de pequeña potencia, provistas además de sistemas de mitigación también pasivos y con tiempos largos de respuesta.

El trabajo se ilustra con una comparación de riesgos para producción de energía eléctrica mediante unidades CAREM 25, o mediante unidades de diseño clásico (Atucha II).

Los resultados están basados en estudios de Análisis Probabilístico de Seguridad realizados para ambas instalaciones.

Las conclusiones muestran la efectiva reducción del riesgo (tanto en probabilidad como en consecuencia), llegando incluso a dosis que no implican en ningún caso efectos agudos de irradiación de personas en la vecindad de la planta.

INTRODUCCIÓN

El uso futuro de la energía nuclear para producción de energía eléctrica se plantea como una alternativa viable, sobre todo teniendo en cuenta el alto impacto ambiental de las alternativas de combustibles fósiles (efecto invernadero, lluvia ácida).

En el contexto mundial, de todos modos, es deseable que las centrales nucleares de nueva generación sean más seguras que las actuales. En particular, el objetivo futuro de la seguridad nuclear está orientado a diseños capaces de soportar accidentes severos sin exponer a las personas del público a altos niveles de radiación.

Este objetivo es imposible de cumplir por las centrales de la presente generación, donde la probabilidad de accidentes severos sí puede ser efectivamente reducida hasta valores aceptablemente bajos, pero sus consecuencias, en caso de ocurrir, podrían ser catastróficas.

En el presente existen varios diseños novedosos que están siendo estudiados y analizados desde el punto de vista de la seguridad. Estos diseños intentan reducir tanto la probabilidad de accidentes severos, como sus consecuencias (dosis), utilizando conceptos inherentemente seguros, sistemas de seguridad pasivos, y sistemas inherentes de mitigación. Entre estos diseños, el CAREM-25 [1] está concebido con un alto nivel de seguridad, y los accidentes severos están considerados explícitamente en sus fases conceptual y básica, tal cual recomienda [2].

[1] Este trabajo ha sido presentado al 4to Congreso Regional en Seguridad Radiológica y Nuclear a celebrarse en La Habana, Cuba, entre el 19 y 23 de octubre de 1998.

Para demostrar el nivel de seguridad de una instalación nuclear, el Análisis de Riesgos (o Análisis Probabilístico de Seguridad) resulta la herramienta más adecuada, que permite cuantificar el nivel de riesgo. El riesgo en sí, está constituido por el producto de dos factores, el primero tiene en cuenta la probabilidad de ocurrencia de secuencias accidentales con liberación de material radiactivo, y el segundo tiene en cuenta la magnitud y consecuencias de dicha liberación. Esos productos se suman luego sobre todas las secuencias accidentales imaginables.

Desde esta óptica, la reducción efectiva del riesgo debe hacerse no solamente mediante la reducción de la probabilidad de las secuencias accidentales severas, sino también en la reducción de las dosis producidas, y teniendo especial cuidado en la completitud del estudio.

Varios de los diseños de nueva generación han sido analizados mediante técnicas de APS, y el diseño CAREM-25 también.

LA CENTRAL NUCLEAR CAREM-25

El prototipo de la central CAREM-25 tiene una potencia de 25 MW(e), diseñada para producir electricidad en áreas remotas y, por lo tanto, diseñada para operar independientemente de suministros eléctricos externos. Puede también ser utilizada con otros fines, tales como producción de vapor industrial o desalinización de agua de mar.

Su diseño es del tipo compacto, es decir, tiene todo el sistema primario y los generadores de vapor dentro de un único recipiente de presión (figura 1), operando en condiciones similares a un reactor de agua a presión (PWR). El sistema primario opera en condiciones de convección natural, situándose el núcleo en la parte inferior, y doce generadores de vapor de un solo paso en la parte superior.

El uso de convección natural en el sistema primario evita la necesidad de bombas de circulación y favorece las condiciones de refrigeración en condiciones de emergencia. A su vez, el diseño compacto hace que no existan penetraciones de gran diámetro ni cañerías del sistema primario, que podrían dar lugar a accidentes con pérdida de refrigerante.

Los mecanismos hidráulicos de las barras de control están también ubicados dentro del recipiente de presión, y la función de extinción rápida (scram) se produce por gravedad. El recipiente de presión está diseñado para operar a 120 bar.

El combustible es uranio enriquecido al 4% y opera en el rango epitérmico, de modo de disponer de coeficientes de realimentación negativos suficientemente elevados, para hacer sencilla la operación. El núcleo posee venenos quemables (gadolinio) incorporados en el combustible, para aplanar los perfiles de flujo y para lograr períodos extensos entre recambios de combustible.

Todas las funciones de seguridad son llevadas a cabo mediante sistemas inherentemente seguros, que no necesitan ningún suministro energético para producirse. La planta posee dos sistemas independientes de extinción (barras de control operadas por gravedad, e inyección de solución de boro en el sistema primario), y un sistema pasivo de refrigeración en emergencia operando en doble fase. Al menos hay dos redundancias disponibles para cada función de seguridad provista por cada sistema de seguridad.

El sistema de protección del reactor está basado en lógica de *software* y utiliza un criterio de lógica distribuida. Además de las redundancias lógicas, todos los componentes del sistema de protección están diseñados bajo el concepto de falla segura, y no necesitan ningún suministro eléctrico externo para actuar.

La contención posee dos recintos separados, un recinto seco que contiene el recipiente de presión y las conexiones del sistema primario y secundario, y un recinto húmedo que incluye una pileta de supresión de presión, para el caso de accidentes con pérdida de refrigerante.

Actualmente, el proyecto CAREM-25 se encuentra en una revisión de diseño de detalle, y varios dispositivos experimentales están operativos, como una facilidad crítica escala 1:1, un *loop* de

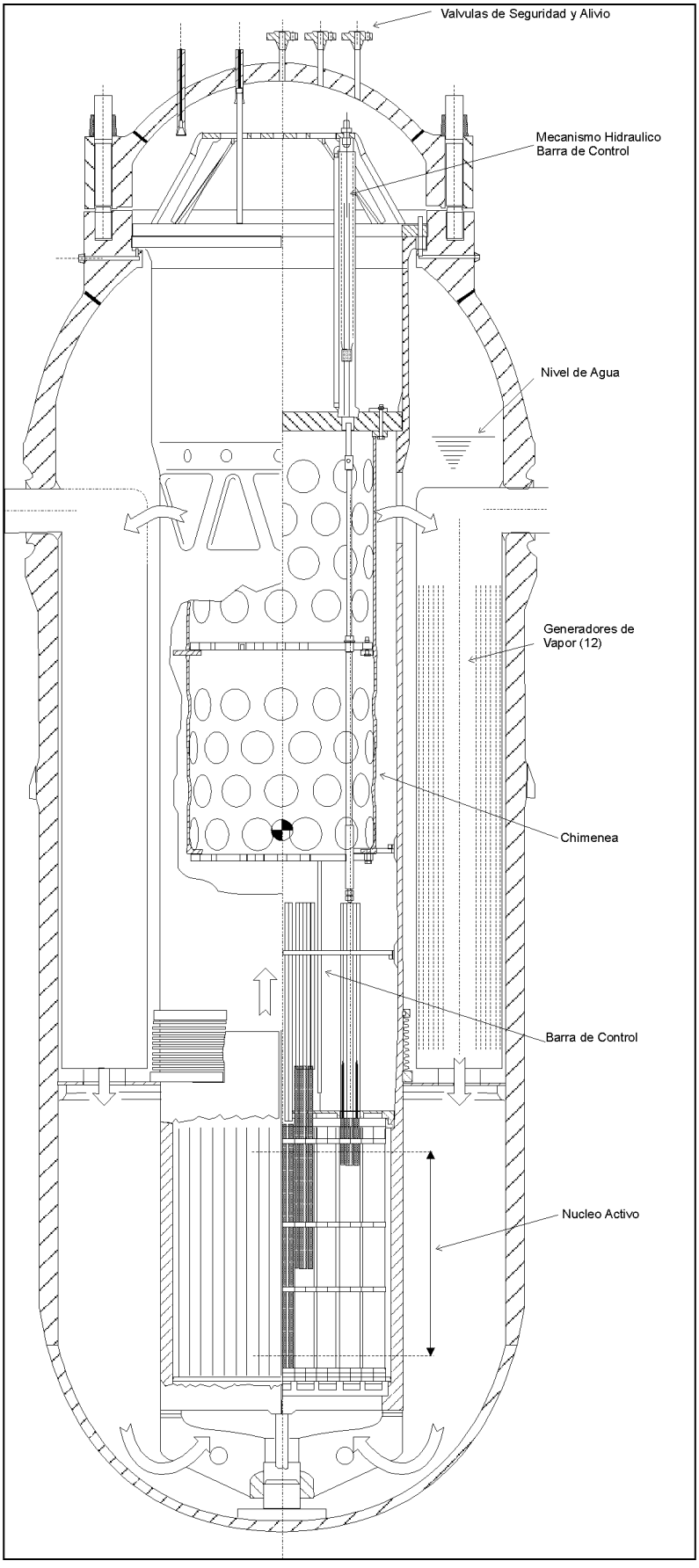


Figura 1. Recipiente de Presión CAREM-25

alta presión para ensayos termohidráulicos, y varios dispositivos para probar sistemas específicos, como los mecanismos hidráulicos para las barras de control.

ANÁLISIS PROBABILÍSTICO DE SEGURIDAD

Se llevó a cabo un Análisis Probabilístico de Seguridad nivel III para la central CAREM-25, según su diseño expresado en el Informe Preliminar de Seguridad [1]. Parte de sus resultados fueron publicados en [3]. Este APS incluyó solamente eventos internos y para su evaluación se consideró una ubicación idéntica a la de la Central Nuclear de Atucha. Se desarrolló un método específico para la obtención de los eventos iniciantes, dada la novedosa concepción de diseño de esta planta. Los eventos se desarrollaron en árboles de eventos y los sistemas fueron representados mediante árboles de fallas. Los datos para cuantificación fueron obtenidos de [4] y [5], y los análisis cuantitativos realizados con PSApack [6].

Los resultados globales indicaron una frecuencia anual de fusión de núcleo de $1{,}6e^{-5}$. A continuación se desarrollaron árboles de eventos de contención y se obtuvieron las categorías de liberación asociadas con las consecuencias radiológicas de cada una, que se indican en la figura 2, junto con la curva criterio de licenciamiento argentina, para miembros del público, de [7]. En dicha figura se indican las categorías de liberación, para distintas clases de estabilidad atmosférica (a...f).

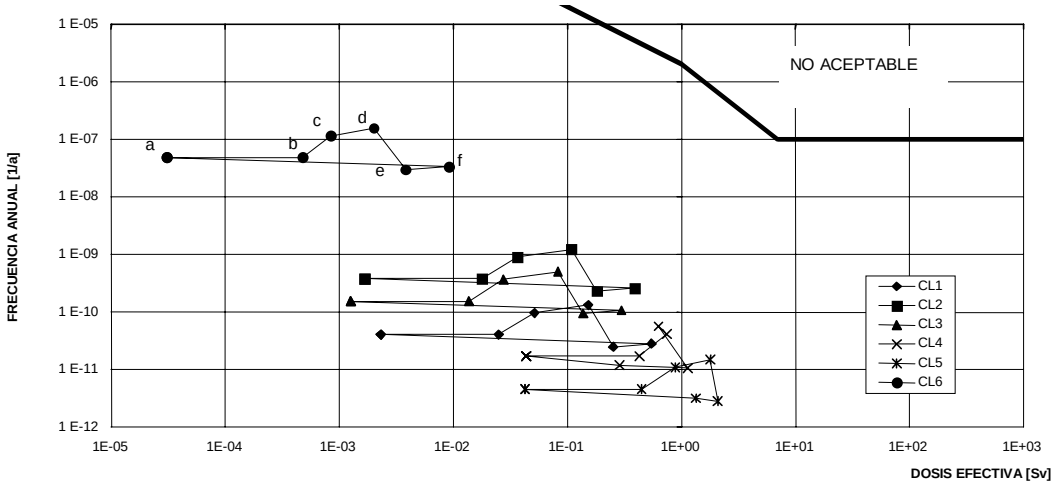


Figura 2. Estimaciones del riesgo para la central CAREM-25

COMPARACIÓN DE RIESGOS

Se efectuó una comparación de riesgos, de modo de poder evaluar la alternativa de producción de una cantidad equivalente de potencia con la central de Atucha II, o con 28 plantas CAREM-25, ubicadas en la misma localización. Para ello se tomó como comparación el APS realizado por KWU para Atucha II [8]. Los resultados se indican en la figura 3, las líneas gruesas corresponden a Atucha II, y las finas a 28 unidades CAREM-25, ambas alternativas proveyendo 700 MW(e).

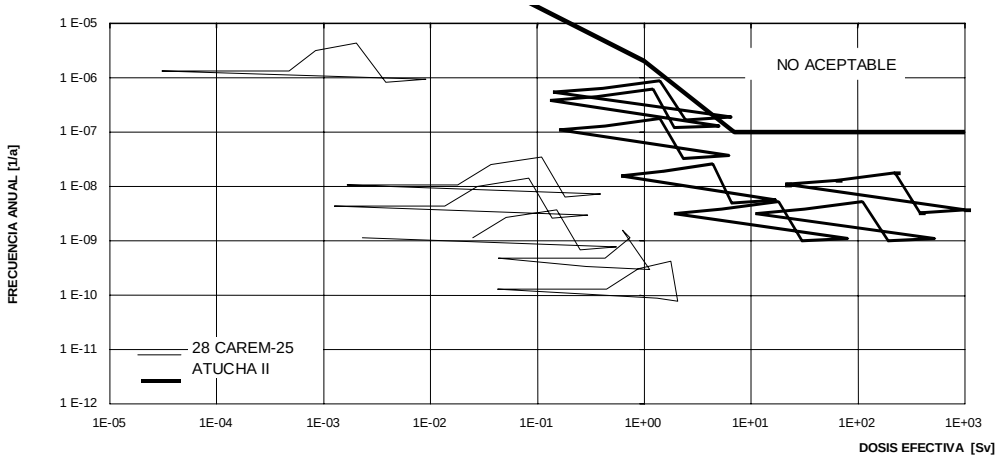


Figura 3. Comparación de riesgos Atucha II vs. 28 CAREM-25

Desde el punto de vista de la frecuencia, el uso de sistemas inherentemente seguros resulta en una disminución significativa de la probabilidad de accidentes severos, entre uno y dos órdenes de magnitud. Desde el punto de vista de las consecuencias (dosis) la reducción es aún más drástica, entre uno y tres órdenes de magnitud, para la misma potencia total. Esta reducción se debe a la reducida potencia de cada unidad CAREM, que hace que las consecuencias de cada evento individual sean pequeñas, debido al reducido inventario radiactivo involucrado. Este hecho es particularmente importante por cuanto las dosis máximas esperables en el grupo crítico, para la ocurrencia de accidentes severos, que hacen prácticamente imposible la aparición de efectos agudos en la población circundante, aún sin considerar ninguna medida como la evacuación o relocalización.

ESTUDIOS DE SENSIBILIDAD

Al APS original se le efectuaron diversos estudios de sensibilidad, para evaluar el impacto de diversas modificaciones de diseño, desde el punto de vista del riesgo. Algunas modificaciones son la inclusión de sistemas de *hardware* como *backup* de los sistemas basados en *software*, el uso de disparos manuales para aquellas acciones que no requieren intervención del operador en la primera hora, la reformulación de la lógica de protección, la consideración de algunas acciones de recuperación, etc. Varias enseñanzas fueron realimentadas en el diseño. Con estas nuevas consideraciones orientadas por el riesgo, la frecuencia anual de fusión de núcleo fue recalculada con un valor del orden de 10^{-8} por reactor.año.

Algunas modificaciones de diseño tuvieron en cuenta la respuesta esperada de la contención, e incluyeron la inertización pre-accidental de la atmósfera, la reducción de la probabilidad de explosión de vapor (modo alfa) y el uso de condensadores de aislamiento con un nuevo *layout* de contención.

CONCLUSIONES

El uso de unidades de pequeña potencia (concepto modular) para la producción de energía núcleo eléctrica tiene una ventaja definitiva desde el punto de vista del riesgo. La comparación de las estimaciones de riesgo para una serie equivalente de unidades CAREM-25 con la de Atucha II, para las mismas hipótesis, muestra dos hechos relevantes: primero, la reducción de las probabilidades de accidentes severos, debido a las características inherentemente seguras del diseño CAREM. Segundo, la efectiva reducción de las dosis esperadas en el público, que pueden cambiar las consecuencias desde el rango de catastróficas hasta efectos muy limitados, eventualmente eliminando la posibilidad de fatalidades agudas.

Los estudios de sensibilidad muestran, además, que la realimentación de conceptos derivados del APS en el diseño, producen una reducción drástica del riesgo, llevando a cabo acciones relativamente simples, lo que es aún posible en la etapa de diseño avanzado del CAREM-25.

Si se espera una nueva generación de centrales nucleares, el uso de unidades de pequeña potencia tiene una enorme ventaja desde el punto de vista del riesgo. Aún más, parece posible eliminar completamente los accidentes catastróficos, eliminando la posibilidad de accidentes con capacidad de causar efectos agudos en la población, aún suponiendo la ocurrencia de accidentes severos.

REFERENCIAS

1. CNEA-INVAP, “Informe Preliminar de Seguridad – CAREM25”, Apéndice B, informe 0758 9720 2TAPQ 007 3o, Bariloche, 1996.
2. IAEA, “Developement of Safety Principles for the Design of Future Nuclear Power Plants”, TECDOC-801, Vienna, 1995.
3. J. Barón, J. Núñez y S. Rivera, "A Level III PSA for the Inherently Safe CAREM-25 Nuclear Power Station", Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM-III, Crete, 1996.
4. IAEA-TECDOC-478. Component Reliability Data for use in PSA, Vienna, 1988.
5. NUREG/CR-1278. Handbook on Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plants Applications, Sandia National Laboratory, 1983.
6. Bojiadiev, A.; Vallerga, H.; “PSAPACK v4.2 Computer Program”, IAEA, Vienna, 1993.
7. Autoridad Regulatoria Nuclear; Norma Regulatoria AR10.1.1 “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, Buenos Aires, 1997.
8. CNEA, “Preliminary Safety Analysis Report – NPP Atucha II”, App B, 1981.

Oncogenes, radiación y cáncer

Michelin, S.C.

Publicado como PI-34/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

ONCOGENES, RADIACIÓN Y CÁNCER

El oncogen c-*erbB-2(neu/HER-2)* en el cáncer de mama humano. Importancia experimental y práctica

Michelin, S.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El descubrimiento de los virus oncogénicos y el análisis de su ácido nucleico, junto con el desarrollo de nuevas técnicas bioquímicas, ha permitido conocer parcialmente los mecanismos moleculares responsables de la transformación de una célula normal en neoplásica.

En este trabajo, además de describir el descubrimiento de los primeros virus oncogénicos y las experiencias para demostrar la existencia de los oncogenes, se resumen sus mecanismos de activación y su intervención en el metabolismo celular.

Entre los agentes externos que inducen un proceso oncogénico, se encuentran las radiaciones ionizantes. Su participación en la génesis de este proceso y la contribución de los oncogenes a la radioresistencia de las células tumorales, es otro de los temas a que se hace referencia.

Paralelamente al avance del conocimiento teórico, se desarrollaron líneas de investigación tendientes a la aplicación de los nuevos conceptos con fines diagnósticos, pronósticos y terapéuticos.

Un ejemplo de ello es el estudio de la participación del oncogen c-erbB-2 en el cáncer de mama humano y su implicancia en la terapia antitumoral.

SUMMARY

The discovery of the oncogenic virus and the analysis of its nucleic acid, together with the development of new biochemical technology have permited the partial knowledge of the molecular mechanisms responsible for the cellular neoplastic transformation.

This work, besides describing the discovery of the first oncogenic virus and the experiments to demostrate the existence of the oncogenes, summarizes its activation mechanisms and its intervention in cellular metabolisms.

Ionizing radiation is among the external agents that induce the neoplastic process. Its participation in the genesis of this process and the contribution of ocogenes to the cellular radioresensibility are among the topics, which are referred to another topic that makes reference.

At the same time as the advancement of theorical knowledge, lines of investigation for the aplication of the new concepts in diagnosis, prognosis and therapeutical treatment, were developed.

An example of this, is the study of the participation of the oncogen c-erbB-2 in human breast cancer and its implications on the antitumoral therapy.

VIRUS Y ONCOGENES

Descubrimiento de los primeros oncogenes en los retrovirus

Desde comienzos de este siglo se sospechaba que la transformación de una célula normal en neoplásica involucraba alteraciones genéticas. Ya en 1912 Boveri (1) consideró que la causa del cáncer se encontraba en el "material nuclear" pero recién en las dos últimas décadas se produjo un avance importante en el conocimiento del mecanismo molecular del proceso neoplásico.

Los primeros resultados se obtuvieron en 1908 con el descubrimiento del primer virus oncogénico por los veterinarios daneses Ellermann y Bang (2). Ellos demostraron que la inoculación en pollos normales, de extractos acelulares provenientes de pollos leucémicos, reproducía la enfermedad.

Posteriormente, en 1911, Rous comprobó que la inoculación de partículas menores a 450 nm de diámetro, aisladas de un sarcoma de pollo, producía sarcomas similares en pollos normales. Varios años después con técnicas bioquímicas y de microscopía electrónica se confirmó la naturaleza viral de dichas partículas.

En 1936 Bittner (3) descubrió que la transmisión del cáncer de mama de una cepa de ratón a otra se realizaba a través del amamantamiento, resultando ser un virus el responsable de esta neoplasia.

El descubrimiento de otros virus oncogénicos en neoplasias de aves, ratones, ratas, gatos, primates, bovinos y aún en peces, permitió en la década del 50, postular la etiología infecciosa del cáncer debido a un virus exógeno.

Esta interpretación fue válida hasta que en 1959 Liberman y Kaplan demostraron que la irradiación de ratones con rayos x inducía una leucemia y que de estas células leucémicas se aislaba un virus capaz de reproducir la enfermedad en ratones sanos (4).

Con estos antecedentes, la década del 60 y aún la del 70 se caracterizaron por la búsqueda del "virus oncogénico humano", lo cual dio origen a numerosas publicaciones que aportaron solamente evidencias indirectas que no permitieron confirmar su existencia.

Actualmente se ha demostrado una estrecha asociación entre el virus de la inmunodeficiencia (HIV) y el sarcoma de Kaposi, entre los papilomavirus y los cánceres de útero y entre los virus de la hepatitis B y los cánceres de hígado. La única neoplasia humana con etiología viral es la leucemia T del adulto, producida por el virus HTLV-1 y posiblemente, por el HTLV-2 (5,6).

La actividad neoplásica del virus endógeno hallado por Kaplan sugirió la teoría del oncogen propuesta por Huebner y Todaro en 1969 (7).

Estos autores postularon que el genoma celular contenía un gen (denominado posteriormente proto-oncogen) potencialmente responsable de la transformación neoplásica, transmitido a la descendencia en forma latente y capaz de ser "activado" por agentes físicos y/o químicos.

En la **Figura 1** se resume la teoría del oncogen.

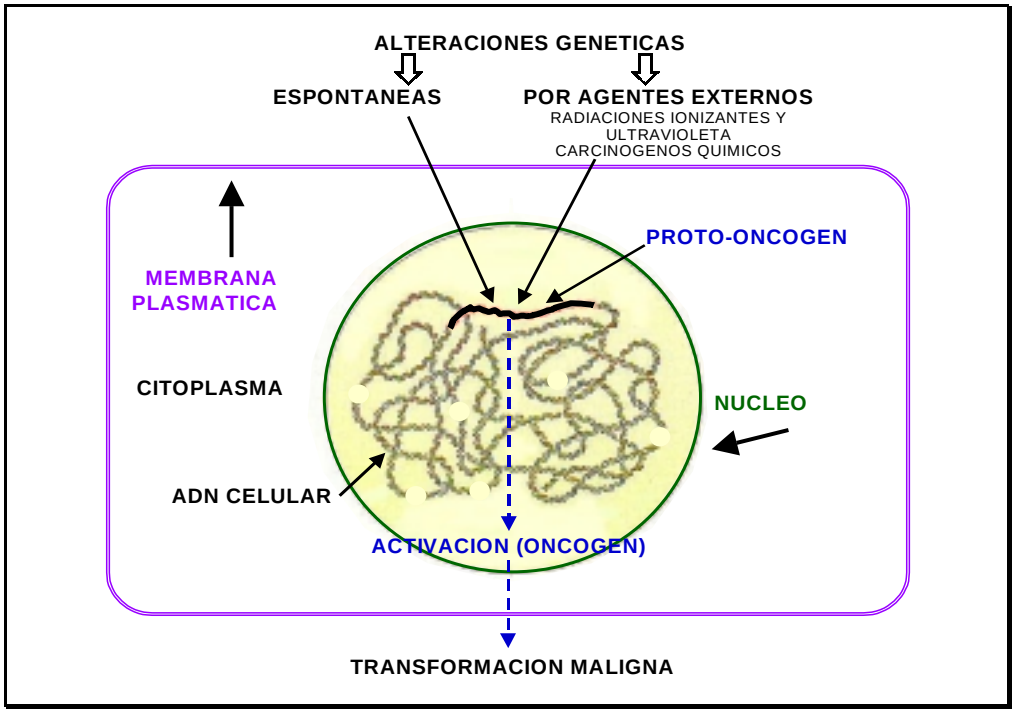


Figura 1

El proto-oncogen sufre alteraciones moleculares ya sea espontáneas o por agentes externos. Estas modificaciones lo transforman en un oncogen el cual induce la transformación de la célula normal en neoplásica.

Paralelamente, con el advenimiento de nuevas técnicas de biología molecular, fue posible el análisis genético de distintos virus animales y su clasificación en familias. Los denominados retrovirus pertenecen a la familia Retroviridae dentro de la cual se encuentran los virus oncogénicos (subfamilia Oncovirinae).

El estudio del ácido nucleico del virus de Rous, demostró que la capacidad oncogénica de este retrovirus esta ligada a la presencia de un gen denominado "oncogen". Este fue el primer oncogen hallado y se lo conoce con las siglas *src* (8).

Su aislamiento y análisis molecular, permitió confirmar la existencia de un gen con idéntica función y estructura semejante en el genoma de las células no infectadas del pollo, confirmando la teoría del oncogen (9).

Posteriormente se comprobó que el gen *src* no sólo estaba presente en el genoma de todas las especies animales estudiadas sino también en el genoma humano.

Por convención la forma viral del oncogen lleva el prefijo “v” (v-onc) mientras que la celular se denomina con la letra “c” (c-onc).

Actualmente se emplea el término proto-oncogen para distinguir la versión celular normal de estos genes que se transforman en oncogenes.

El descubrimiento del oncogen *v-src* desencadenó inmediatamente un análisis molecular sistemático de todos los otros virus oncogénicos de origen aviar, murino, felino, simio etc., obteniéndose aproximadamente 25 oncogenes diferentes. Cada uno de ellos posee su correspondiente c-onc no solo en

la especie de la cual proviene, sino en todas las especies de mamíferos estudiadas incluyendo el hombre.

En la **Tabla I** se cita los principales oncogenes, los retrovirus del los cuales fueron aislados, las especies a que pertenecen y el tipo de neoplasia que producen.

Tabla I

Oncogen	Virus	Especie	Neoplasia producida
Abl	de Abelson	Ratón	Leucemia pre B
Erb A y B	Eritroblastosis aviar	Pollo	Eritroblastosis y sarcomas
Ets y *myb*	Mieloblastosis aviar	Pollo	Mieloblastosis y eritroblastosis
Fes	de Snyder-Theilen	Gato	Sarcoma
Fgr	de Gardner-Rasheed	Gato	Sarcoma
Fms	de McDonough	Gato	Sarcoma
Fos	murino FBJ	Ratón	Osteosarcoma
Kit	de Hardy-Zuckerman	Gato	Sarcoma
Mos	de Moloney	Ratón	Sarcoma
Myc	MC29	Pollo	Mielocitoma
Raf	murino 3611	Ratón	Sarcoma
H-*ras*	de Harvey	Rata	Sarcoma y eritroleucemia
K-*ras*	de Kirstein	Rata	Sarcoma y eritroleucemia
Rel	Reticuloendoteliosis	Pollo	Reticuloendoteliosis
Ros	aviar UR2	Pollo	Sarcoma
Sis	simio SS	Mono	Sarcoma
Ski	aviar SKV	Pollo	Carcinoma escamoso
Src	de Rous	Pollo	Sarcoma
Yes	de Yamaguchi	Pollo	Sarcoma

Para explicar como el virus adquirió el proto-oncogen, se postula que este infectó células normales de aves e incorporó a su genoma el proto-oncogen *src* por un mecanismo denominado transducción. A continuación, durante su período evolutivo, se produjeron mutaciones que lo transformaron en un oncogen. Se considera que este es un fenómeno común para la incorporación de genes con capacidad transformante por parte de los virus oncogénicos (10).

En la **Figura 2** se representa el proceso de transducción de un retrovirus.

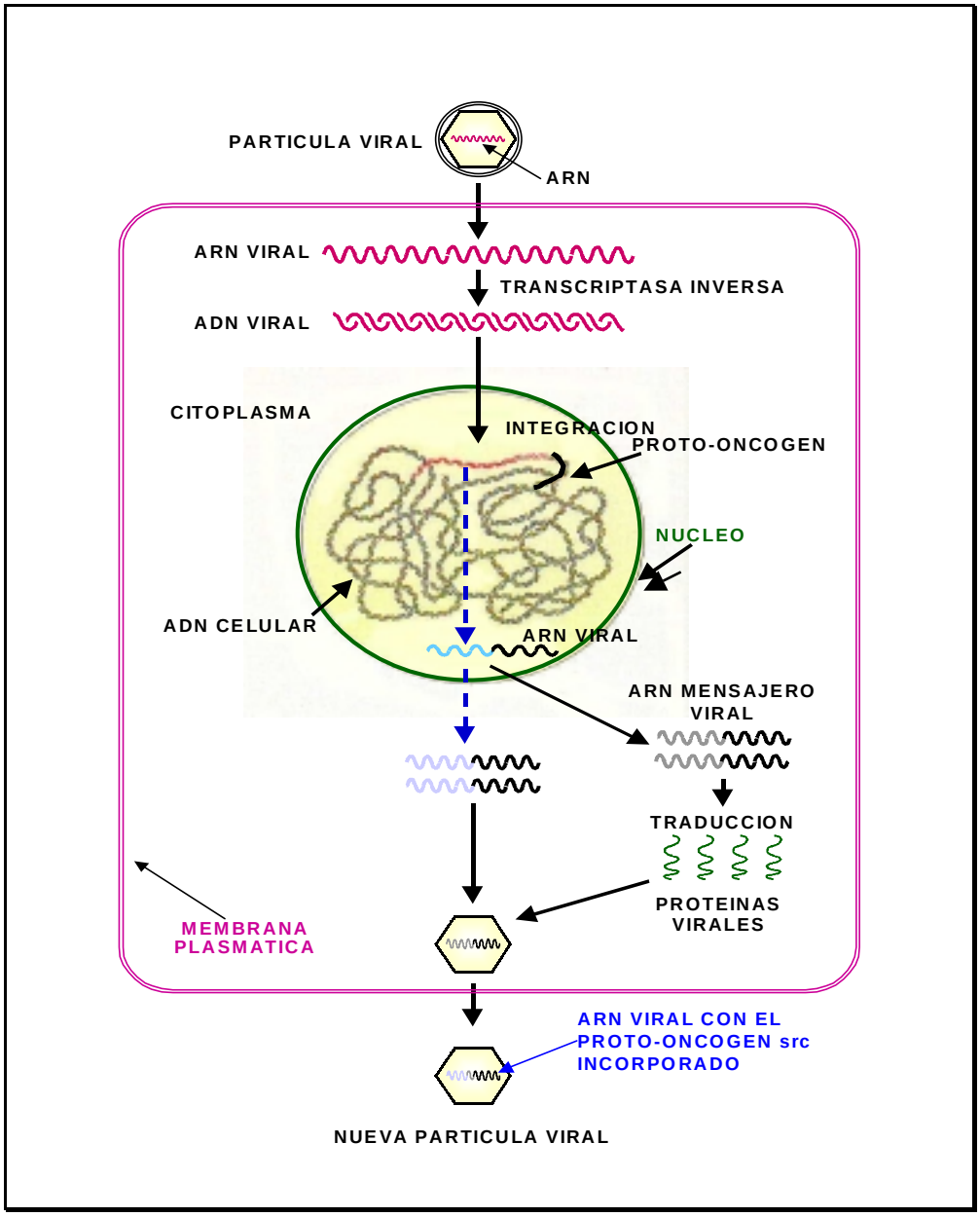


Figura 2

El ácido nucleico del virus se ha integrado al ADN celular al infectar la célula. Producida la recombinación, el virus deja la célula llevando en su genoma el proto-oncogen celular.

Recientemente se demostró la presencia de algunos de estos oncogenes en invertebrados y en levaduras. Por otra parte, se comprobó una gran homología en la secuencia de bases del ADN de un mismo oncogen presente en distintos organismos, lo cual confirma su conservación a lo largo de la evolución y sugiere que estos genes participan en funciones básicas y semejantes en todos los organismos, aún en los superiores.

Las experiencias con retrovirus mostraron de manera simple y determinante que el cáncer resulta de una anomalía en el ADN.

En la década del 70 surgió la pregunta sobre la existencia o no de otros oncogenes capaces de participar en el proceso neoplásico que no se hallan encontrado en los retrovirus.

Para contestar este interrogante, se aisló el ADN de diversos cánceres humanos y se lo introdujo en células normales de ratón “in vitro”, obteniéndose la transformación neoplásica de las células receptoras. Esto indicó la presencia de oncogenes en los tumores analizados. El análisis molecular de los mismos confirmó que no pertenecían a los retrovirus conocidos.

Este mecanismo, denominado transfección, posibilitó descubrir y aislar un gran número de oncogenes. Por otra parte se pudo comprobar que los oncogenes aislados son capaces, por si solos o en una mutua cooperación con otros, de inducir la transformación neoplásica de células normales de animales “in vitro” (11).

En la **Figura 3** se ejemplifica la metodología seguida para el descubrimiento de los primeros oncogenes presentes en tumores humanos.

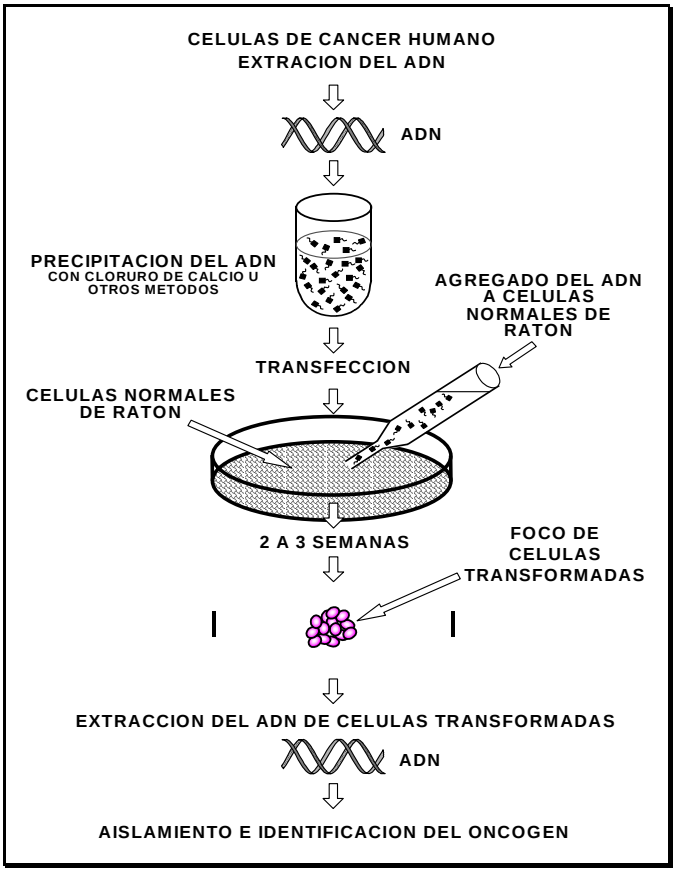


Figura 3

El ADN de células tumorales humanas es aislado, purificado y luego por métodos, ya sean químicos o físicos, es introducido en células normales de ratón. Por un proceso aun no conocido totalmente este ADN se integra al ADN de la célula. En el caso que exista un oncogen, este inducirá la transformación neoplásica de la célula receptora, lo cual se percibe microscópicamente por la formación de conglomerados (focos) celulares característicos. A partir del ADN de estas células transformadas se logra identificar el oncogen responsable de la transformación.

En la **Tabla II** se enumera algunos oncogenes no virales descubiertos por la transformación “in vitro” de células de ratón y el tipo de neoplasia de la cual fueron aislados.

Tabla II

Oncogen	Tumor
N-*ras*	Neuroblastoma
	Fibrosarcoma
	Rabdomiosarcoma
	Melanoma
	Cáncer de pulmón
	Cáncer de mama
	Leucemia mieloide
Met	Osteosarcoma
Mcf2	Cáncer de mama
Mas	Cáncer epidermoide
Mel	Melanoma
Dbl	Linfoma B
Ret	Carcinoma de tiroides

Es importante aclarar, que en un tumor puede estar presente mas de un oncogen y que existen tumores en los cuales aun no se ha detectado su presencia. Además, para un tipo particular de tumor, un oncogen determinado puede estar presente en porcentajes variables según los individuos. Por lo tanto, no debe descartarse la posibilidad que oncogenes aún no descriptos o mecanismos diferentes estén implicados en el desarrollo tumoral.

Mecanismos de activación de los proto-oncogenes

Existen distintos mecanismos por los cuales un gen normal denominado proto-oncogen se transforma en un oncogen. Esta modificación se conoce con el nombre genérico de activación del proto-oncogen (10,12).

Los proto-oncogenes pueden ser activados por los siguientes mecanismos moleculares:

a) mutaciones puntuales

En las mutaciones puntuales se sustituye una base del ADN por otra. Dichas mutaciones suponen el cambio de un aminoácido por otro en posiciones críticas de la proteína, generando una alteración estructural, de modo que su actividad biológica puede variar o anularse. Son algunos ejemplos de este mecanismo, la activación de los oncogenes de la familia *ras, neu*, etc.

b) inserciones de ADN en lugares próximos al proto-oncogen

La inserción de pequeños fragmentos de ADN (por ejemplo, por infección viral o por mecanismos propios de la célula) en la proximidad del proto-oncogen o en su interior puede inducir una mayor expresión del proto-oncogen o la producción de una proteína con secuencias de aminoácidos distintos a los normales. Entre los ejemplos podemos citar los oncogenes *c-myc, int-1, int-2, mos,* etc.

c) deleciones

Las deleciones parciales de secuencias de ADN del proto-oncogen generan proteínas incompletas con actividad alterada o nula. Por ejemplo la proteína codificada por el oncogen c-*erbB-1* se activa por la falta de su porción extracelular originando así un estímulo constante aún en ausencia del ligando.

d) translocaciones

La translocación, consiste en el desplazamiento de un segmento de un cromosoma de longitud variable, hacia otro diferente. Entre los mas conocidos podemos citar el oncogen *myc*, en el linfoma de Burkit, el *abl*, el *bcl-1*, *bcl-2*, en leucemias y el *trk* en sarcomas. La translocación produce un proto-oncogen truncado que a veces no afecta a su parte codificante, de modo que la proteína es la misma, pero puede modificar su expresión, mientras que en otros casos la translocación provoca la aparición de una nueva proteína.

Existe un caso particular de interacción entre dos genes presentes en un mismo cromosoma que generan un nuevo oncogen. Este proceso se conoce con el nombre de reordenamiento. Un ejemplo es el oncogen *ret* en el tumor de la glándula tiroides humana.

e) amplificación

La amplificación génica consiste en la repetición del número de copias del proto-oncogen, aumentando la concentración de la proteína codificada. Este mecanismo lo presentan el c-*myc*, en cánceres de pulmón y N-*myc* en neuroblastomas, así como el *myb* en leucemias mieloides agudas y el c-*erbB-2* en cánceres de mama, entre otros. La amplificación puede ser de varias a cientos de veces.

f) sobreexpresión

Otro tipo de activación es el aumento de los niveles de transcripción lo cual se traduce en una sobreexpresión de la proteína codificada por ese proto-oncogen, por ejemplo el c-*erbB-2.*

En la **Figura 4** se resumen los mecanismos de activación de los proto-oncogenes.

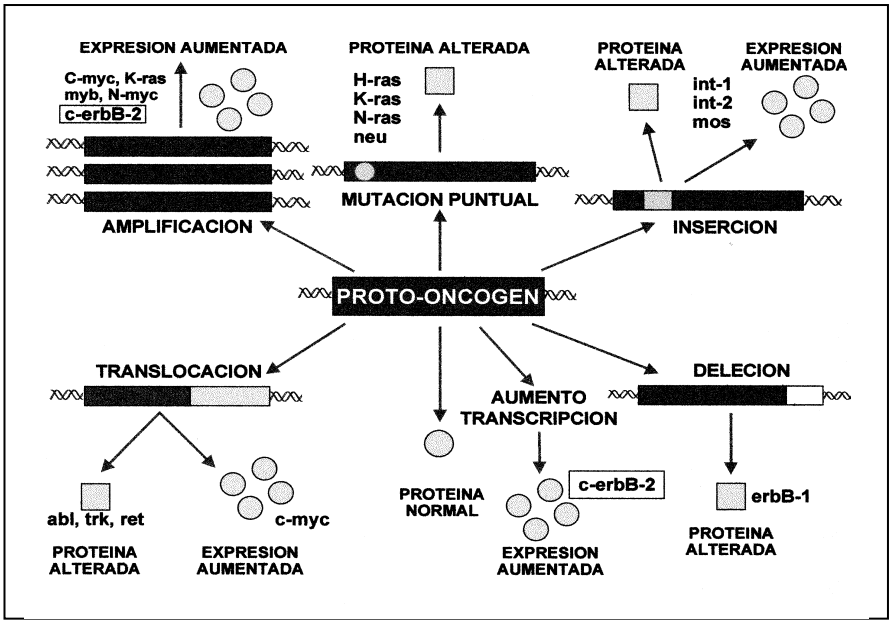


Figura 4

Se ejemplifican los distintos mecanismos de activación de proto-oncogenes y el estado de la proteína codificada. Debe tenerse en cuenta que en algunos casos un mismo proto-oncogen puede ser activado por distintos mecanismos.

Representa una alteración en la secuencia de aminoácidos de la proteína.

Representa la producción excesiva de la proteína sin alteraciones en su secuencia de aminoácidos.

Localización y función de las proteínas sintetizadas por los oncogenes

Los productos de los proto-oncogenes, son proteínas que intervienen en diferentes mecanismos relacionados con el crecimiento y la diferenciación celular. Estas proteínas cumplen funciones de: factores de crecimiento, receptores de factores de crecimiento, transductores de señales, proteinquinasas y proteínas nucleares.

En la **Figura 5** se muestra esquemáticamente la localización y la función de algunas oncoproteínas.

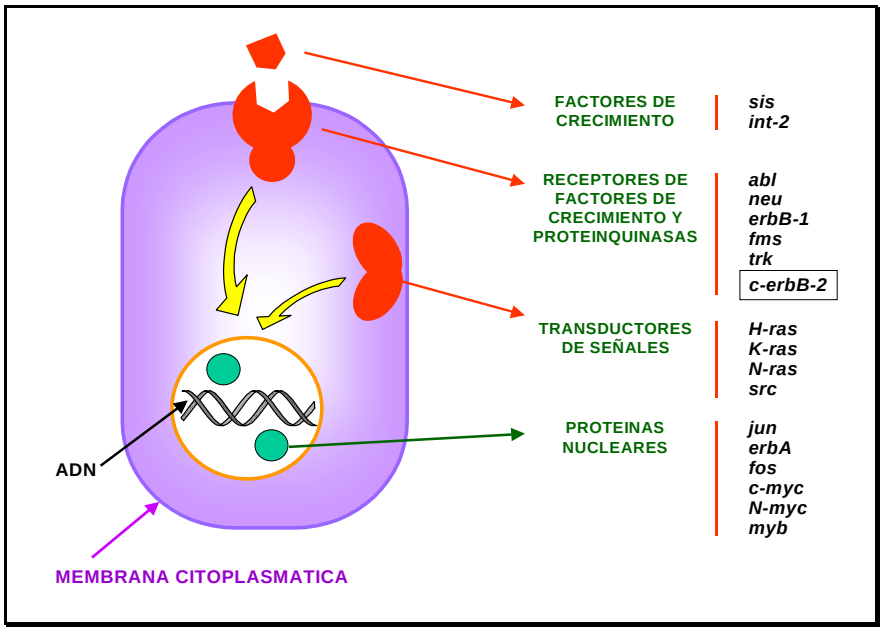


Figura 5

Representación de una célula, su núcleo y la ubicación de los productos codificados por los oncogenes. Las oncoproteinas que se encuentran sobre la membrana plasmática o en su cara interna interaccionan con las proteínas nucleares.

Los factores de crecimiento son moléculas producidas por las propias células o por otras que pueden circular por el medio intercelular.

En resumen, el hallazgo de los oncogenes posibilitó nuevas líneas de experimentación cuyos resultados demostraron que:

a) los oncogenes virales son genes de origen celular que se incorporaron al genoma viral en el transcurso de la evolución, sufriendo modificaciones que le confirieron propiedades neoplásicas.

b) las células normales poseen genes que se denominan proto-oncogenes, los cuales participan activamente en el metabolismo celular desde los comienzos del desarrollo embrionario.

c) estos proto-oncogenes están presentes en células animales, humanas y en invertebrados (13).

d) existen distintos mecanismos por los cuales el proto-oncogen se activa transformándose en un oncogen (12).

e) existen oncogenes en células neoplásicas transformadas ya sea por agentes físicos, químicos o biológicos (14,15).

Actualmente se considera que el proceso neoplásico se desarrolla en sucesivas etapas, en cada una de las cuales existen modificaciones del genoma y que la activación de los proto-oncogenes puede ser una manifestación inicial o una de las finales que participa en la consolidación del proceso neoplásico, como fue demostrado para el cáncer de colon (16).

Activación de oncogenes por radiaciones ionizantes

La experimentación animal ha demostrado, desde hace varias décadas que la irradiación aumenta el riesgo de desarrollar un cáncer y/o el de inducir alteraciones morfológicas y de comportamiento en la descendencia. Estos riesgos están directamente ligados al carácter mutagénico de las radiaciones ionizantes y dependen de factores biológicos como la edad del individuo, del momento en que la célula es irradiada y de factores físicos como la dosis recibida, la tasa de dosis y el tipo de radiación. Estas mutaciones pueden generar una inestabilidad cromosómica que se transmite a través de las divisiones celulares, constituyendo el inicio de un cáncer radioinducido que se manifiesta luego de varios años de latencia (entre 5 y 20 años aproximadamente).

Como se expresó anteriormente, el proceso neoplásico se ha dividido en varias etapas, estas son: a) iniciación, b) promoción, c) progresión y finalmente, en algunos casos, la formación de metástasis.

Las RI pueden participar en cada una de ellas pero lo hacen fundamentalmente en la iniciación, produciendo alteraciones en el ADN por acción directa o a través de la formación de radicales libres. Estas lesiones, consisten principalmente en la rotura de una o ambas cadenas de la molécula de ADN, pérdida de pequeños fragmentos de la misma (deleciones) y en menor proporción la inducción de mutaciones puntuales. Aunque una gran parte de estas alteraciones es reparada por los diferentes mecanismos de reparación celular, las restantes podrán causar la activación de un proto-oncogen por alguno de los mecanismos mencionados (17-19).

Se considera además, que las RI actuarían en las etapas de promoción/progresión modulando la expresión de genes particularmente los implicados en los procesos de transcripción, regulación del ciclo celular y reparación del daño radioinducido, (20-22).

Por su parte, las proteínas codificadas por los proto-oncogenes interactuan con otras moléculas que transmiten información desde la membrana celular al núcleo regulando el metabolismo y la división celular, por lo tanto, también se deben considerar las modificaciones provocadas por las RI sobre estas macromoléculas, las cuales pueden inducir o modificar una cascada de reacciones que llevan a la transformación neoplásica de la célula.

El estudio de las mutaciones obtenidas por irradiación de cultivos celulares y el aislamiento de los genes mutados, ha permitido constatar que la mayoría de las lesiones son deleciones, lo cual genera una inestabilidad génica cuyo producto final son translocaciones y reordenamientos de genes.

Actualmente, se trata de establecer si existe una mutación característica y específica de las RI, como sucede por ejemplo con una toxina bacteriana, la aflatoxina, que interactúa con el ADN y produce una mutación en el codón 249 del gen que codifica para la proteína p53. Otro caso son las mutaciones inducidas por las radiaciones ultravioletas que generan asociaciones específicas entre dos bases adyacentes de la molécula de ADN. Hasta el momento no se ha detectado una mutación particular debida a las RI salvo en el caso del cáncer radioinducido de la glándula tiroides humana.

Se conocen dos grupos principales de genes que pueden ser afectados por las RI y desencadenar el proceso neoplásico, los proto-oncogenes y los antioncogenes o genes supresores de tumores.

De los primeros se ha hecho referencia en la primer parte. Los antioncogenes o genes supresores, que no son tratados en este trabajo, participan en el control de distintos mecanismos del metabolismo celular y su inactivación por RI u otros métodos induce la transformación de una célula normal en neoplásica.

En cuanto a la probabilidad de activación de un proto-oncogen o la inactivación de un gen supresor por las RI, el primero es un evento más preciso, y estadísticamente poco probable.

La pérdida de una función biológica por inactivación de un gen supresor es un fenómeno radioinducido mucho más frecuente que el anterior. Se observa intuitivamente que es más fácil impactar sobre cualquier parte de un gen de determinado tamaño e inactivarlo por pérdida de información, que inducir un cambio específico en un lugar particular de un gen como ocurre con los oncogenes.

Para comprender mejor el resultado biológico de la interacción de la radiación con el ADN, se debe recordar que la mayoría de los genes están representados por dos alelos funcionales.

En la **Figura 6** se representa un segmento de ADN correspondiente a un gen determinado en un cromosoma y su alelo en el otro cromosoma del mismo par cromosómico.

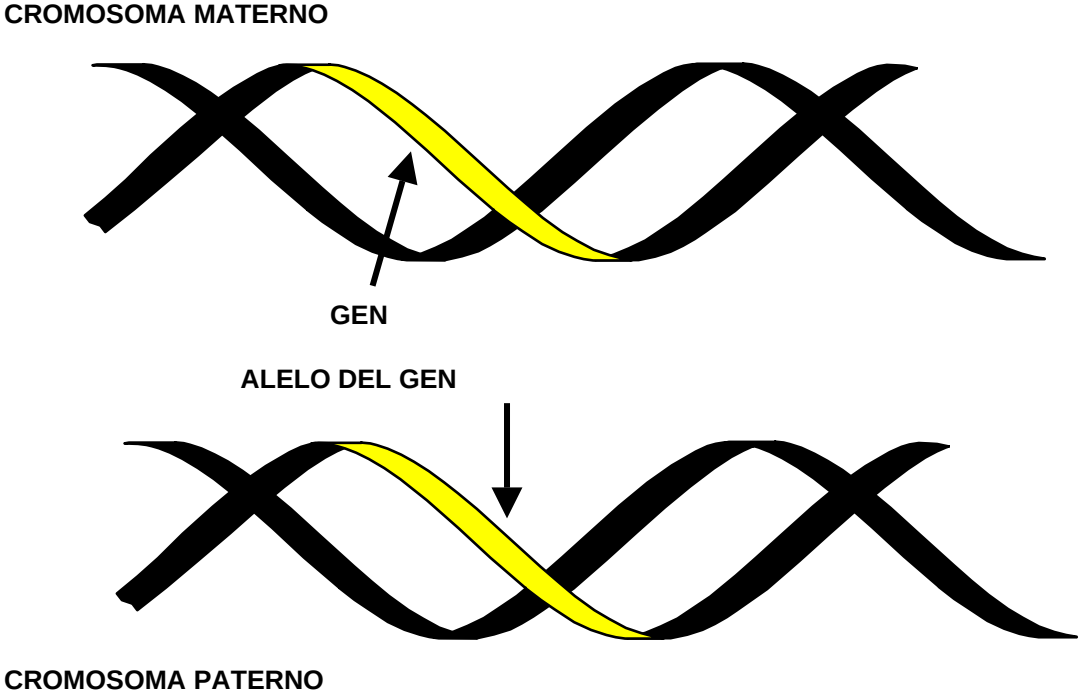


Figura 6

Cada uno de ellos codifica la síntesis de una proteína, en general, idéntica. La mutación de uno de los dos alelos por la radiación puede tener diversas consecuencias, entre ellas:

a) que el alelo mutado no pueda codificar la proteína o induzca la síntesis de una con alteraciones que la hacen inactiva. En este caso la codificada por el alelo normal es suficiente para que la función sea mantenida. Esta mutación no tiene consecuencias inmediatas pero se puede transmitir a otras células por división celular,

b) el alelo mutado codifica una proteína anormal, inactiva, pero que compite con la normal codificada por el otro alelo disminuyendo su función,

c) el alelo mutado codifica una proteína con función normal pero con modificaciones estructurales por las cuales no es reconocida por las enzimas encargadas de destruirla, prolongando su vida media lo cual genera una sobreexpresión de la misma,

d) el alelo mutado codifica una proteína con nuevas funciones,

e) el alelo mutado puede recombinarse con otro alelo de un cromosoma diferente y formar un nuevo gen llamado gen de fusión generando una nueva proteína (proteína de fusión).

Se ha observado, en general, que el alelo mutado se expresa preferentemente al normal (dominancia del alelo mutado).

Las mutaciones en los proto-oncogenes o en los genes supresores pueden ocurrir en las células germinales o en las somáticas.

En la **Figura 7** se resume brevemente algunas posibilidades y consecuencias.

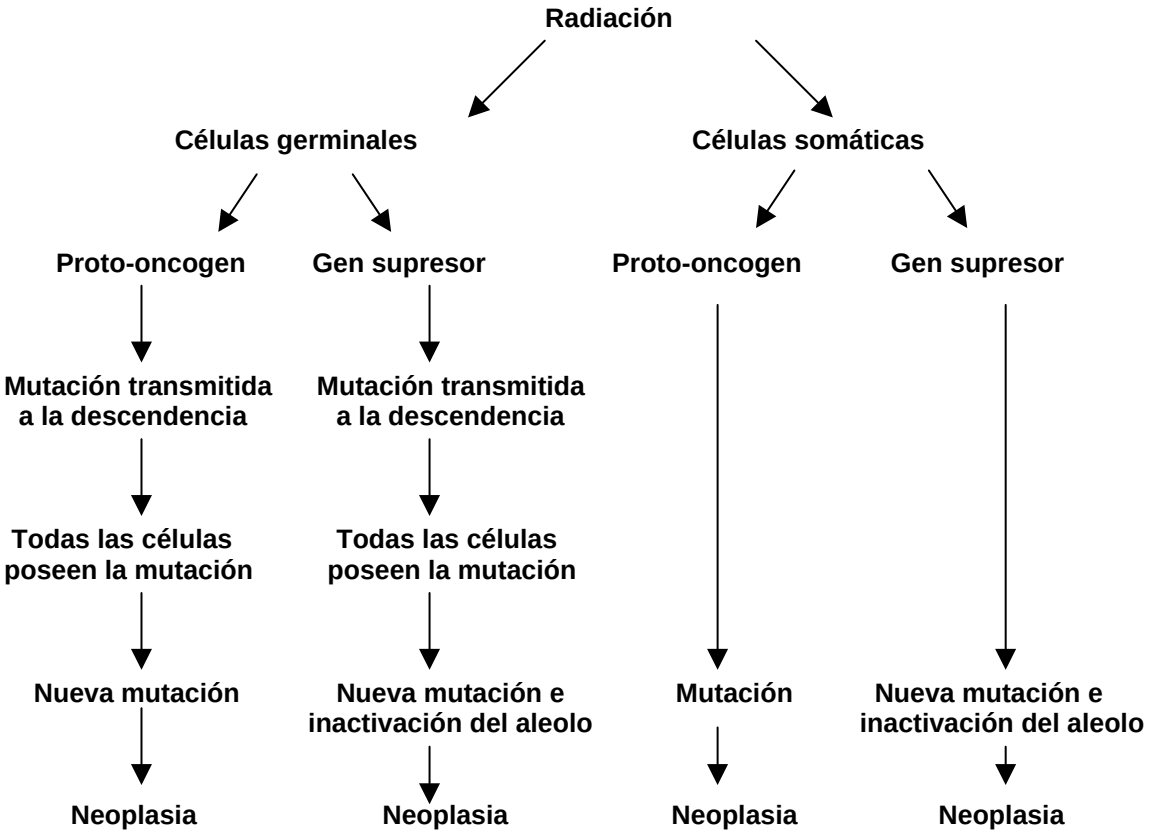


Figura 7

Las únicas mutaciones conocidas en los proto-oncogenes de las células germinales generan una predisposición a desarrollar tres tipos de tumores; melanomas familiares, cáncer renal tipo papilar y neoplasias múltiples del sistema endócrino (23). La transmisión de mutaciones en los genes supresores o proto-oncogenes a través de las gametas, predispone a los individuos portadores a una mayor probabilidad de desarrollar una neoplasia radioinducida o por otros agentes ya que están presentes en todas las células del organismo (24).

Existen aproximadamente un centenar de oncogenes pero pocos de ellos son capaces por si solos de iniciar un proceso neoplásico. Un ejemplo de esta activación se observó en los tumores de la glándula tiroides de los habitantes de las zonas cercanas a Chernobyl luego del accidente en 1986.

Desde los primeros estudios epidemiológicos del año 1950 que relacionaban la irradiación externa con el cáncer de glándula tiroides, un número creciente de estos tumores se observaron en sobrevivientes de las bombas atómicas, y en pacientes sometidos a terapias radiantes en áreas próximas a la glándula tiroides. En tres estudios recientes sobre tumores de tiroides de niños de la zona de Ucrania y Bielorusia, se ha sugerido que la radiación puede ser la inductora directa de la neoplasia por activación de un oncogen.

Los estudios moleculares del ADN tumoral, demostraron que un proceso particular era el responsable de la activación; la formación de un gen de fusión entre el gen ret y el gen ptc (25,26).

Esta alteración se observó en el 60% de los tumores, mientras que en los tumores “espontáneos”, y según los diferentes autores, la frecuencia, varia del 2,5% al 34% (26).

Este hallazgo concuerda con los resultados de experiencias previas que demuestran que la irradiación “in vitro”, de células de la glándula tiroides, es capaz de inducir la activación de este oncogen (18).

El desarrollo de este tumor es la combinación de dos causas: a) la incorporación de I^{131}. Este isótopo es un emisor de radiación ß, que si bien tienen un trayecto corto, pueden ionizar fuertemente las macromoléculas celulares, y b) el proto-oncogen *ret* puede ser activado por recombinación con varios genes, uno de ellos el *ptc*, que esta situado muy cerca del *ret* en el mismo cromosoma, por lo tanto la recombinación parece bastante probable. Se demostró además que la activación del *ret* es, hasta el momento, especifica del cáncer de la glándula tiroides.

Recientemente se ha demostrado la participación de diferentes oncogenes en la sobrevida de algunas células de mamíferos frente a la irradiación por radiación gamma. El oncogen *raf-1* esta asociado a la mayor sobrevida de células de carcinoma de laringe y de fibroblastos normales de piel provenientes de pacientes con predisposición a desarrollar cánceres diversos (síndrome de Li Fraumeni).

Del mismo modo, la transfección "in vitro" de los oncogenes *raf-1, mos o cot* aumentó la radioresistencia de las células receptoras. Lo mismo ocurrió por transfección de los oncogenes de la familia *ras* (*Ha-, Ki-, N-ras*) en líneas celulares de ratón, y por cotransfección simultanea de los oncogenes *ras y myc* en células normales de rata (27).

Actualmente continúan los estudios para confirmar estos resultados y además conocer de que manera los antioncogenes también participan en la respuesta celular a las RI. Los resultados que se obtengan permitirán confirmar si existe una relación entre la presencia de oncogenes, antioncogenes y radiosensibilidad tumoral que pueda ser considerada en los esquemas radioterapéuticos.

EL ONCOGEN c-*erbB-2 (neu/HER-2*) EN EL CÁNCER DE MAMA HUMANO

Cáncer de mama, características generales

Durante la última década se han acumulado evidencias que sustentan la hipótesis de que el desarrollo de una neoplasia es el resultado de sucesivas mutaciones genéticas, lo cual se ha convertido en un dogma central de la biología tumoral.

Estas mutaciones generan alteraciones del comportamiento normal de las células, como inmortalización, pérdida de la inhibición por contacto, desdiferenciación, inhibición de la apoptosis, etc., transformándolas en tumorales. Posteriormente las células tumorales evitan ser reconocidas por el propio sistema inmunológico, eluden las limitaciones a su crecimiento impuestas por las células vecinas normales y además favorecen su propia irrigación por un proceso denominado angiogénesis (28,29).

Para el cáncer de mama, algunos de los genes involucrados en estos cambios están siendo identificados y localizados al nivel cromosómico (29).

Además de los factores genéticos, (edad, sexo, raza, y origen étnico) los ambientales, (alimentación, hábitos de vida, etc.) también están asociados a esta patología. (30).

La American Cáncer Society ha estimado que el 40% de los americanos que desarrolla algún tipo de cáncer, fallece, 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 (31,32).

Como se ha visto, los oncogenes participan activamente en el proceso neoplásico. Uno de ellos, el c-*erbB-2*, ha adquirido particular importancia dada la frecuencia con que se lo encuentra en los cánceres de mama, ovario y también, aunque en menor proporción, asociado a otras neoplasias. Se han realizado numerosos estudios para determinar sus características moleculares tendientes a develar su mecanismo de acción. Por otra parte, la ubicación sobre la membrana citoplasmática de la proteína que codifica, ha convertido a esta y al gen en un blanco apropiado para el estudio de terapias antineoplásicas alternativas.

El cáncer de mama es el más frecuente en las mujeres, representa la segunda causa de muerte por cáncer luego del de pulmón y es la principal causa de muerte entre los 35 y 50 años de edad. Se estima que 1 de cada 8 a 10 mujeres desarrollará un cáncer de mama a lo largo de su vida (hasta 85 años) y se calcula que en la próxima década afectará a cinco millones en todo el mundo. La incidencia aumenta alrededor de un 1% por año en los países industrializados y a un ritmo mayor en los países en vía de desarrollo (33). Pese a este incremento, en Estados Unidos y en diversos países 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.

En la **Tabla III** se muestran las cantidades de casos de cáncer en Estados Unidos, incluyendo todas las localizaciones, las muertes y en particular para el cáncer de mama que fueron estimadas para el año 1996 (32,34).

Tabla III

ESTIMACIÓN DE CASOS DE CÁNCER Y MORTALIDAD ANUAL (EE.UU. 1996)

Casos estimados	**Ambos sexos**	**Mujeres (%)[1]**		**Hombres (%)**	
Todas las localizaciones	1.359.150	594.850	43,7	764.300	56,3
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

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 son de naturaleza epitelial salvo un porcentaje menor al 1-2% que son de origen conectivo y 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 subgrupos invasivos, incluyen los carcinomas lobulares, medulares, mucinosos, papilares y tubulares.

En los no invasivos no existe infiltración de la membrana basal. Los dos subgrupos más frecuentes son los carcinomas ductales “in situ” y los carcinomas lobulares “in situ”.

Dentro de cada uno de estos subgrupos existen otros que también se presentan con baja frecuencia. Se observan además, lesiones hiperplásicas benignas que poseen algunas de las características de un carcinoma “in situ”. Estas son propuestas como estadios preneoplásicos con una elevada probabilidad de convertirse en malignas, especialmente en mujeres con antecedentes familiares de cáncer de mama (34).

Estudios en animales y datos epidemiológicos en humanos sugieren como evento inicial para el cáncer de mama, una mutación producida por agentes físicos y/o químicos que puede ocurrir en la pubertad o ser hereditaria (35).

Entre los factores de riesgo, la exposición reiterada a las radiaciones ionizantes de los epitelios mamarios, particularmente los inmaduros, aumenta la probabilidad desarrollar un carcinoma mamario en los 10 a 20 años posteriores (36-39). Esto fue confirmado luego que numerosos pacientes fueron sometidos a estudios diagnósticos o terapéuticos con rayos x, por ejemplo, por escoliosis, tuberculosis (37-39), por enfermedad de Hodgkin (36), luego de repetidas fluoroscopias de tórax (39), luego de irradiaciones por mastitis post parto (40), en algunos casos, en la mama opuesta a la que presenta el tumor luego de irradiaciones terapéuticas (41,42), en mujeres irradiadas por cáncer de cervix (43), en mujeres que trabajan regularmente en compañías aéreas realizando vuelos intercontinentales, etc. (44).

Los antecedentes familiares de neoplasias mamarias se han considerado como un factor de riesgo importante contribuyendo con aproximadamente el 10% de los casos (35,45).

La posibilidad de desarrollar un cáncer de mama se incrementa cuando existe una predisposición familiar a desarrollar esta enfermedad. El riesgo en la hija aumenta 2 a 3 veces cuando en la madre aparece durante la premenopausia y más de 5 veces si además es bilateral. Un riesgo similar poseen las mujeres cuya hermana y madre desarrollaron un carcinoma mamario principalmente si en alguna de ellas apareció tempranamente. Aunque existen discrepancias entre distintos autores por estos valores, en general se demostró que en las familias con predisposición, la aparición del tumor en las hijas se produce a una edad más temprana que en la madre (46).

Factores pronósticos con significado clínico

El avance en los métodos de diagnóstico por imágenes permite una detección cada vez más precoz del cáncer 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 tempranos.

El suceso de una estrategia terapéutica depende fundamentalmente de su especificidad. Actualmente, los tratamientos contra enfermedades infecciosas son eficaces dado que el agente patógeno y el huésped tienen características metabólicas diferentes. La aplicación de este concepto en terapia oncológica se halla limitado por la dificultad para encontrar aspectos particulares de las células tumorales que puedan servir como blancos terapéuticos.

El incentivo actual para desarrollar mejores indicadores tumorales 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 recurrencia y mortalidad temprana como ser: tamaño del tumor, presencia de nódulos linfáticos, grado

del tumor, estado pre o post menopáusico de la paciente, 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.(35).

Por otra parte, la alteración de los receptores con función de 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 a 30% de los cánceres de mama (47).

Junto a estos marcadores se están estudiando otros oncogenes o factores de crecimiento que no son tratados en este trabajo (48).

EL ONCOGEN c-*erbB-2 (neu/HER-2*) COMO NUEVO MARCADOR

Descubrimiento, estructura y función del encogen c-*erbB-2*

El estudio de los oncogenes virales y de las proteínas que codifican, posibilitó el hallazgo de genes similares en el genoma de células humanas normales y neoplásicas

Uno de estos ejemplos es el análisis del oncogen viral v-*erb*, citado precedentemente, que demostró tener gran homología con el oncogen *neu* aislado de neuro y glioblastomas de rata inducidos experimentalmente por administración de un compuesto químico. El análisis posterior de otro oncogen, el c-*erbB-2*, aislado de neoplasias humanas mostró una estrecha homología con el *neu* (49,50).

En forma independiente otros grupos hallaron un gen relacionado al oncogen neu y c-*erbB-2* y que se conoció como *HER-2* (51-53).

Estudios posteriores de secuenciación y mapeo cromosómico indicaron que, *neu, HER-2 y c-erbB-2* representan el mismo gen (50,54,55)

Un detallado análisis de la estructura y función del oncogen *neu* en ratas muestra que una mutación en el codón 664 es la responsable de la conversión del proto-oncogen en oncogen. En este caso el codón que codifica para el aminoácido valina (GTG) muta a (GAG), codificando para ácido glutámico. Esta mutación se produce en un amino ácido de la región transmembrana originando un aumento de mas de 100 veces en la actividad tirosin kinasa (56) y de su actividad transformante (50).

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 sería la necesidad de una doble mutación en el codón 659 (equivalente al 664 de la rata) del ADN humano que codifica para valina (GTT) para obtener ácido glutámico (GAA o GAG).

El gen c-*erbB-2* se halla en el cromosoma 17q21, genera un mRNA de 4,8 kb, la proteína posee 1255 aminoácidos y un peso molecular 185 kDa, denominada p185.

Posee un dominio extracelular de 650 amino ácidos con dos regiones ricas en cisteinas, 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 (52,54,57,58).

Distribución en distintos tejidos y presencia en otros organismos

Como se expresó anteriormente, las proteínas codificadas por los proto-oncogenes participan en diversos procesos metabólicos, en los diferentes tejidos y en las distintas etapas del desarrollo del individuo.

Tanto en humanos como en roedores la p185 se expresa en una variedad de células y tejidos normales 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 (54).

En tejidos humanos adultos se expresa 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.

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 (59) y en Caenorhabditis elegans denominado let-23 (13).

Relevancia clínica del oncogen c-*erbB-2*

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.

A diferencia de lo que ocurre con el oncogen *neu* en ratas, el oncogen c-*erbB-2* humano está activado por amplificación o sobreexpresión.

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. Se han realizado numerosas experiencias in vivo e in vitro sobre modelos animales y celulares, así como diversos ensayos clínicos

Esta amplificación/sobreexpresión se encontró en apróximadamente el 30% de los cánceres de mama y de ovario siendo su frecuencia diferente según el tipo histológico. Dentro de los carcinomas ductales in situ, en los cribiformes, puede variar entre el 7 y 16% mientras que en los comedocarcinomas varia entre el 62 y 73% (60).

Varios trabajos mostraron que en aquellas pacientes que tenían mayores niveles de este oncogen, la sobrevida total y el tiempo de aparición de las recurrencias eran menores sugiriendo que el c-*erbB-2* podría ser utilizado como factor pronóstico y que la sobreexpresión esta relacionada con una menor sobrevida y con una mayor diseminación del tumor.

Además de los cánceres mencionados, el c-*erbB-2* aparece asociado, con menor frecuencia, a cánceres de: pulmón, tracto gastrointestinal, cervix, colon, vejiga y glándula salival. Se lo ha propuesto como un marcador de carcinoma avanzado de próstata (61). La sobreexpresión se demostró en ciertas lesiones premalignas de colon, riñón y esófago. No fue hallado en patologías mamarias benignas lo cual sugiere que este gen aparecería alterado luego de una sucesión de eventos previos (54,62).

Recientemente se lo halló sobreexpresado en 11 de 26 osteosarcomas existiendo una correlación con la aparición de metástasis pulmonares y una menor sobrevida (63). Su presencia se demostró también en carcinomas de mama invasivos en hombres (64).

Lonn y col (65) y Guerrin y col (66), 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 expresión del gen.

Berns y col (67) 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.

Coincidentemente, Nicholson (68) y Wright (69) 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 de este oncogen y una pobre respuesta a terapia endócrina en tumores que poseen receptores estrogénicos.

Varios autores demostraron "in vitro" que el tamoxifen o la supresión de estrógenos incrementa el nivel de expresión del oncogen c-*erbB-2* en células de cáncer de mama con receptores hormonales, lo cual deberá ser tenido en cuenta en futuras investigaciones o ensayos clínicos en pacientes (70).

Con respecto a los tratamientos quimioterápicos y con las terapias adyuvantes, los datos disponibles, aún no son fácilmente comparables ya que los protocolos, las drogas utilizadas y la distribución de la población no son exactamente iguales. Otros trabajos en cáncer de mama y de ovario sugieren que la sobreexpresión de este oncogen produce una mayor tasa de división celular y una mayor resistencia a quimioterápicos (71).

Berns y col (67), observaron una mejor respuesta a la quimioterapia con ciclofosfamida, metotrexate y fluoruracilo (CMF) en tumores primarios con el oncogen c-*erbB-2* sobreexpresado.

Muss y col (72), en un estudio sobre 1572 mujeres con cánceres 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, relacionaron 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 (73).

Otros estudios realizados por Gusterson y col (74) y Allred y col (75) muestran resultados diferentes, aunque, como se expresó anteriormente, los tratamientos no son exactamente comparables.

En el trabajo de Muss y col (73) la inclusión de deoxorubicina puede haber sido la responsable de esta diferencia 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* (74).

La relación entre los niveles de amplificación del oncogen c-*erbB-2* y la quimioresistencia de las células tumorales se ha estudiado también in vitro. Se demostró una mayor resistencia en líneas celulares humanas de cáncer de pulmón a células no pequeñas con altos niveles del oncogen (76).

Se ha demostrado un elevado nivel de expresión en tumores con nódulos axilares positivos, siendo mayor a medida que la agresividad aumenta (77) y en carcinomas ductales infiltrantes se lo relacionó con la extensión del tumor sugiriendo que, además de participar en el crecimiento celular, lo hace en la movilidad de la célula (78).

Yoemura y col. (79) observaron una relación entre amplificación /sobreexpresión del c-*erbB-2* y metástasis en cáncer de mama. 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 y en cáncer de colon.

Además de los datos clínicos existentes se demostró que el oncogen 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 (62,80).

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.

El aumento de los niveles de expresión de este gen produce una liberación al medio intercelular de una fracción soluble de la p 185 que esta siendo ensayado como posible indicador para el seguimiento de la enfermedad (81,82).

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 cirugía (83).

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.

Como se expresó precedentemente, el receptor codificado por el oncogen c-*erbB-2* está sobreexpresado en adenocarcinomas de mama, ovario, pulmón y estómago y otros. El aumento de expresión y su accesibilidad hace que este receptor esté recibiendo gran atención como blanco para una terapia inmune antígeno-específica.

La obtención de anticuerpos monoclonales contra la p185 posibilitó el inicio de ensayos tendientes a inhibir el crecimiento de células que sobreexpresan este receptor.

Un anticuerpo monoclonal para el dominio extracelular del oncogen neu (homologo al c-*erbB-2/Her-2* humano) previno el desarrollo de tumor en ratones destinados a desarrollar y morir con cáncer de mama.

En otros estudios, anticuerpos similares inhibieron parcialmente el crecimiento de tumores originados por la inoculación de células de cáncer de ovario humano en ratones (84) e "in vitro" detuvieron el desarrollo de células de la línea NIH/3T3 transformadas con el oncogen c-*erbB-2*.

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" está limitada debido a la toxicidad del compuesto conjugado.

Estos conjugados de primera generación han tenido poco valor en tratamiento de tumores sólidos pero la determinación de la estructura molecular y del dominio funcional de la toxina del Corynebacteruim diphtheriae y de la exotoxina A de Pseudomona 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 una proteína con reducida toxicidad no específica. Estas proteínas de fusión están siendo ensayadas "in vivo" e "in vitro" con resultados alentadores (85-87).

Paralelamente, el uso de ácidos nucleicos que bloquean la traducción de los ARN mensajeros que codifican para la p185 es otra de las alternativas en estudio.

La utilización de distintos anticuerpos monoclonales contra este receptor en humanos, indujo la regresión del tumor en algunos pacientes con cáncer de mama avanzado. Actualmente diversos grupos están trabajando en el mejoramiento de la especificidad de los mismos. Resultado de esto es el reciente anuncio de la finalización de la fase III y pronta comercialización de un anticuerpo monoclonal contra esta proteína

Perspectivas futuras

Debido a la frecuente alteración de este oncogen, fundamentalmente en el cáncer de mama 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) su uso como blanco terapéutico.obre 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 transmite 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 III en humanos. En la medida que estos anticuerpos resulten cada vez más 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.

GLOSARIO

Acelular:	suspensión conteniendo todos los componentes celulares luego de que las membranas plasmáticas fueron destruidas por métodos químicos o mecánicos.
ADN:	ácido desoxirribonucleico.
Alelo:	es una forma alternativa de un gen que se encuentra en el cromosoma homólogo.
Amplificación:	se refiere a la existencia de copias adicionales de una secuencia determinada de ADN.
Apoptosis:	muerte celular programada. Este proceso ocurre naturalmente o puede ser inducido por agentes biológicos, químicos o físicos.
ARN:	ácido ribonucleico.
ARNm:	ácido ribonucleico mensajero.
Carcinoma:	cáncer de células epiteliales. Es el tipo de cáncer más frecuente.
Célula diferenciada:	célula que cumple funciones específicas en un órgano determinado.
Células somáticas:	son todas las células del organismo excepto las gametas (espermatozoides y óvulos).
Ciclo celular:	es el período entre una división celular y la siguiente.
Citoplasma:	es el material entre la membrana plasmática y el núcleo en una célula.
Codon:	secuencia de tres nucleótidos en el ADN o ARN mensajero que representa la instrucción para la incorporación de un aminoácido especifico en una cadena polipeptídica en crecimiento.
Cromosoma:	es una unidad discreta del genoma donde están representados numerosos genes. Cada cromosoma consiste en una larga molécula de ADN. El genoma humano esta compuesto por 22 pares de cromosomas además del par de cromosomas sexuales. Un cromosoma proviene de la madre y el otro del padre.
Dalton:	unidad de masa molecular. Se utiliza con frecuencia el múltiplo kDa = 1000 dalton.
Focos de transformación:	describe la habilidad de las células tumorales para crecer formando densos acúmulos celulares de células apiladas.
Genoma:	totalidad de genes de un individuo localizados en los distintos cromosomas. Los genes están representados por una secuencia determinada de moléculas, denominadas bases, que constituyen la molécula de ácido desoxirribonucleico (ADN).
Inhibición por contacto:	capacidad de las células para dejar de dividirse cuando se encuentran en estrecho contacto. Esta expresión se utiliza para experiencias “in vitro”.
Inmortalización:	es la característica de una célula de dividirse indefinidamente.
Integración de un ADN viral u otro ADN:	se refiere a la inserción de un segmento adicional de ADN al ADN del huésped.
Ligando:	molécula que se une a un receptor en la membrana celular o citoplasmático, generando un estímulo que se transmite al interior de la célula o al núcleo.
Membrana plasmática:	es una membrana continua que delimita a cada célula.

Metástasis:	describe la habilidad de las células tumorales para dejar el tumor y migrar hacia otra parte del cuerpo donde se establece una nueva colonia de células tumorales.
Mutación:	describe algún cambio en la secuencia de bases del ADN.
Neoplasia:	sinónimo de transformación celular maligna.
Nm:	unidad de medida que equivale a un nanómetro (10-9 m).
Receptor de membrana:	es una proteína que se ubica a través de la membrana plasmática que se une una molécula externa (ligando) y como resultado se origina un cambio bioquímico en el citoplasma o en el núcleo.
Sarcoma:	cáncer de tejido conectivo.
Traducción:	proceso donde interviene el ARN mensajero, otros ARN y los aminoácidos para la síntesis de proteínas.
Transcripción:	es la síntesis de ARNm sobre un molde de ADN.
Transfección de células:	es la incorporación de nuevo material genético por diversas técnicas bioquí micas o físicas.
Transformación celular maligna, neoplasia y cáncer:	son utilizados en este texto como sinónimos.
Translocación:	desplazamiento de un fragmento de ADN a otro sitio dentro del mismo cromosoma o a un cromosoma diferente.
Virus oncogénico:	virus que infecta una célula normal y la transforma en maligna.

AGRADECIMIENTOS

Mi agradecimiento a las Doctoras María del Rosario Pérez, Diana Dubner y al Doctor Pablo Gisone por la lectura crítica de este trabajo. Al Sr. Jorge Cava por la ilustración del mismo.

BIBLIOGRAFÍA

1. Boveri, T., Zur Frage der Entstehung maligner tumoren. Jena: Verlag Gustav Fischer, 1914.
2. Ellerman, V., Bang, O., Experimentallen leukamie bei huhnern. Zentr Bakteriol 1908; 46, 595-609.
3. Bittner, J.J., Some possible effects of nursing on the mammary gland tumor incidence in mice. Science 84, 162-168, 1936.
4. Liberman, M., Kaplan, H.S., Leukemogenic activity of filtrates from radiation-induced lymphoid tumors of mice. Science 130, 387-389, 1959.
5. Poesz, B.J., Ruscetti, F.W., Gazadar, A.F., Bunn, O.A., Minna, J.D., Gallo, R.C. Detection and isolation of type C retrovirus particles from fresh and cultured lymphocytes of a patient with cutaneous T-cell lymphoma. Proc. Natl. Acad. Sci. 77, 7415-7419, 1980.
6. Kalyanaraman, V.S., Sarngadharan, M.G., Robert-Guroff, M., Miyoshi, I., Blayney, D, Golde, D., Gallo, R.C. A new subtype of human T-cell leukemia virus (HTLV-II) associated with a variant of hairy cell leukemia. Science 218, 571-573, 1982.
7. Huebner, R.J., Todaro, G.J. Oncogenes of RNA tumor viruses as determinants of cancer. Proc. Natl. Acad. Sci. USA. 64, 1087-94, 1969.
8. Stehelin, D., Guntaka, R.V., Varmus, H.E. and Bishop, J.M., Purification of DNA complementary to nucleotide sequences required for neoplastic transformation of fibroblasts by ASV. J. Mol. Biol, 101, 349-365, 1976.
9. Stehelin, D., Varmus, H.E., Bishop, J.M. and Vogt, P.K., DNA related to the transforming gene(s) of ASV is present in normal avian DNA. Nature, 260, 170-173, 1976.
10. Stehelin, D., Dissection moleculaire des cancers. Bull. Inst. Pasteur. 86, 225-242, 1988.
11. Land, H., Parada, L.F. and Weinberg, R.A., Tumorigenic conversion of primary embryo fibroblasts requieres at least two cooperating oncogenes. Nature, 304, 596-602, 1983.
12. Nishimura, S., Sekiya, T., Human cancer and cellular oncogenes. Biochem. J. 243, 313-327, 1987.
13. 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.
14. Weinberg, R.A., Oncogenes of spontaneous and chemically induced tumors. Advances in Cancer Research, 36, 149-163, 1982.
15. Sloan, S.R., Newcomb, E.W., Pellicer, A., Neutron radiation can activate K-ras via point mutation in codon 146 and induces a different spectrum of ras mutations than does gamma radiation. Molecular and Cellular Biology, 10, 405-408, 1990.
16. Fearon, E.R., Vogelstein, B., A genetic model for colorectal tumorigenesis. Cell 61, 759-767, 1990.
17. Mechanisms of radiation oncogenesis, annexe E, 552-603. Sources and effects of ionizing radiation, UNCEAR, 1993, United Nations.

18. Ito, T., Seyama, T., Iwamoto, K.S. et al. In vitro irradiation is able to cause ret oncogene rearrangement. Cancer Research, 53, 2940-2943, 1993.

19. Guerrero, I., Villasante, A., Corces, V., Pellicer, A., Activation of c-K-ras oncogene by somatic mutation in mouse lymphomas induced by gamma radiation. Science, 225,1159-1162, 1984.

20. Sherman, M.L., Datta, R., Hallahan, D.E., et al. Ionizing radiation regulates expression of the c-jun protooncogene. Proc. Natl. Acad. Sci.USA, 87, 5663-5666, 1990.

21. Anderson, A., Woloschak, G.E.. Cellular proto-oncogene expression following exposure of mice to γ rays. Radiation Research, 130, 340-344, 1992.

22. Ferrer, I., Olisve, M., Blanco, R et al. Selective c-jun overexpression is associated with ionizing radiation-induced apoptosis in the developing cerebellum of the rat. Molecular Brain Research, 38, 91-100, 1996.

23. Fearon, E.R., Human cancer syndromes: clues to the origin and nature of cancer. Science, 278, 1043-1050, 1997.

24. Dutrillaux, B., Peut-on savoir si un cancer est du a la radioactivite?. La Recherche, 308, 68-77, 1998.

25. Fugazzola, L., Pilotti, S, et al. Oncogenic rearrangements of the RET prooto-oncogene in papillary thyroid carcinomas from children exposed to the Chernobyl nuclear accident. Cancer Research, 55, 5617-5620. 1995.

26. Bounacer, A., Wicker, R., et al. High prevalence of activating ret proto-oncogene rearrangements, in thyroid tumors from patients who had received external radiation. Oncogene, 15, 1263-1273, 1997.

27. Kasid, U., Pirollo, K., Dritschilo, A and Chang, E. Oncogenic basis of radiation resistance. Advances in Cancer Research. 195-232, 1996.

28. Yamasaki, H., Mesnil, M., Omori, Y., et al. Intercellular communication and carcinogenesis. Mutation Research, 333, 181-188, 1995.

29. Devilee, P. and Cornelisse, C.J. Somatic genetic changes in human breast cancer. Biochimica et Biophysica Acta. 1198, 113-130, 1994.

30. Perera, F.P., Environment and cancer: who are susceptible?. Science 278, 1071-1073, 1997.

31. 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.

32. Cancer Facts and Figures (American Cancer Society). 6-13, 1996.

33. Levi, F., Cancer incidence in five continents, Eur. J. Cancer, 29A, 2315-2319, 1993.

34. Berg, J.W., Hutter, R.V.P. Breast Cancer. Cancer, 75, 257-269, 1995.

35. 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.

36. 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.

37. 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.

38. 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.

39. 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.

40. 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.

41. 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.

42. Barak, E., Larson, L.E., Mattsson, B., Breast cancer following irradiation of the breast. Cancer 40, 2905-2910, 1977.

43. Boice, J.D. Jr, Blettner, M., Kleinerman, R.A., et al. Radiation dose and breast cancer risk in patients treated for cancer of cervix. Int. J. Cancer, 44, 7-17, 1989.

44. Pukkala, E., Auvinen A., Wahlberg G.. Incidence of cancer among Finnish airline cabin attendants, 1967-92. B.M.J., 311, 649-651, 1995.

45. Li, F.P., Hereditary cancer susceptibility. Cancer, 78, 553-557, 1996.

46. Lindblom A., Familial breast cancer and genes involved in breast carcinogenesis. Breast Cancer Research and Treatment, 34, 171-183, 1995.

47. 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.

48. 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 Research, 49, 6675-6679, 1989.

49. 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.

50. 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.

51. 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.

52. 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.

53. 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.

54. 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.

55. 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.

56. 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.

57. 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.

58. De Potter, C.R., Schelfhout, A-M., The neu-protein and breast cancer. Virchows Archiv, 426, 107-115, 1995.

59. 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.

60. Beckmann, M.W., Niederacher, D., Schnurch, H.G., Gusterson, B.A., Bender, H.G. Multistep carcinogenesis of breast cancer and tumor heterogeneity, J. Mol. Med. 75, 429-439, 1997.

61. Arai, Y., Yoshiki, T, Yoshida, O. C-erbB-2 oncoprotein: A potential biomarker of advanced prostate cancer. Prostate, 30, 195-201, 1997.

62. Hung M-C., Martin A., Zhang Y., et al. HER-2/neu-targeting gene therapy- a review. Gene, 159, 65-71, 1995.

63. 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.

64. 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.

65. 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 Research and Treatment, 39, 213-220, 1996.

66. 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.

67. 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.

68. 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.

69. 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.

70. Bates, N.P., Hurst, H.C. An intron 1 enhancer element mediates oestrogen-induced suppression of ErbB2 expression. Oncogene, 15, 473-481, 1997.

71. Pegram, M.D., Finn, R.S., et al. The effect of Her-2/neu overexpression on chemotherapeutic drug sensitivity in human breast and ovarian cancer cells. Oncogene, 15, 5367-547, 1997.

72. 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.

73. 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.

74. 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.

75. 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.

76. 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 Research, 56, 1, 206-209, 1996.

77. 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.

78. 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.

79. Yoemura Y. Correlation of c-erbB-2 protein expression and lymph node status in early gastric cancer. Oncology 49, 363-367, 1992

80. 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.

81. Krainer, M., Brodowics, T., Zeillinger, R., et al. Tissue expression and serum levels of Her-2/neu in patient with breast cancer. Oncology, 54, 475-471, 1997.

82. Disis, M.L., Pupa, S.M., et al. High-titrer Her-2/neu protein-specific antibody can be detected in patients with early-stage breast cancer. Journal of Clinical Oncology, 15, 3363-3367, 1997.

83. 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.

84. 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.

85. Wels W, Moritz D., Schmidt M. et al. Biotechnological and gene therapeutic strategies in cancer treatment. Gene 159, 73-80, 1995.

86. 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.

87. Disis, M.L., Cheever, M.A. Her-2/neu protein: a target for antigen-specific immunotherapy of human cancer. Advances in Cancer Research. Acad. Press ed. 343-371, 1997.

Técnica para la medición del grado de enriquecimiento de uranio sin utilizar patrones de referencia

Saule, F.A. y Righetti, M.A.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

TÉCNICA PARA LA MEDICIÓN DEL GRADO DE ENRIQUECIMIENTO DE URANIO SIN UTILIZAR PATRONES DE REFERENCIA

Saule, F.A. y Righetti M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La determinación del grado de enriquecimiento de uranio en los distintos escenarios que se presentan en una planta de enriquecimiento por difusión gaseosa (difusores, cisternas, depósitos en cañerías y tambores con restos de proceso), en materiales de depósitos (placas de elementos combustibles no irradiados y recipientes con óxido de uranio), y que además presentan geometrías diversas y estan contenidas en recipientes metálicos, es de gran importancia en las inspecciones de salvaguardias.

En este trabajo se estudia una técnica de análisis no destructivo para la determinación del grado de enriquecimiento de diferentes muestras con material de uranio sin utilizar patrones de referencia, para aplicar en inspecciones de salvaguardias.

Se utilizó un detector semiconductor de germanio hiperpuro portátil de una eficiencia del 20% para obtener los espectros de emisión gamma de las muestras.

En cada espectro obtenido, se utilizaron los valores de las áreas correspondientes a cuatro picos del uranio 235 (143, 163, 186 y 205 keV) y tres del protoactinio 234 metaestable que proviene del uranio 238 (258, 766, y 1001 keV); estos valores se analizaron con dos métodos diferentes.

La comparación de los valores de enriquecimiento calculados y los declarados para cada caso muestra una discrepancia del orden del 10%.

INTRODUCCIÓN

En diferentes áreas de trabajo con material nuclear, ya sea a efectos de control regulatorio o de aspectos relacionados con la calidad del producto, es deseable conocer la relación isotópica de los radionucleidos presentes. Un ejemplo es la verificación isotópica del uranio en una planta de enriquecimiento de uranio, en que se puede desear conocer el grado de enriquecimiento en el isótopo U-235 (relación entre cantidad de isótopos U-235 y U-total) en distintas etapas del proceso, o en tambores cisternas de almacenamiento de residuos conteniendo material de uranio. En muchos casos, como en los ejemplos citados, es necesario efectuar las mediciones de manera de no interferir ni con los procesos de planta así como tampoco comprometer los secretos técnicos del proceso (información sensitiva), y por lo tanto las mediciones deben ser del tipo de análisis no destructivo (NDA).

Normalmente, en la determinación de la relación isotópica así como de cantidades absolutas mediante NDA, se analizan las emisiones de radiación gamma de los diferentes radioisótopos utilizando detectores de centelleo (por ejemplo cristales de NaI-Tl) o semiconductores (por ejemplo GeHp, GeLi, etc, que trabajan a bajas temperaturas). La forma en que se disponen los detectores utilizados y la geometría propia del sistema objeto de análisis deben ser tenidas en cuenta, y generalmente se deben calibrar los equipos (arreglos geométricos de detectores) utilizando fuentes radiactivas de referencia de manera de poder reproducir las características del sistema.

Este trabajo presenta la implementación de un método para la determinación de la relación isotópica que se basa en un ajuste de datos adecuado para que las intensidades de emisión γ de los distintos isótopos se correlacionen en una misma función de la eficiencia del sistema versus la energía correspondiente de cada pico. De esta manera, los factores geométricos que influyen sobre la eficiencia del sistema quedan implícitos en la formulación y no se hace necesaria la utilización de patrones de referencia (fuentes calibradas).

MÉTODO EXPERIMENTAL

a. Equipamiento

En las mediciones realizadas para este trabajo se utilizaron los siguientes equipos:

1. Un detector semiconductor GeHp Canberra modelo GC2020 de eficiencia 20%.
2. Un sistema de toma de datos multicanal Inspector de Canberra.
3. Un sistema de toma de datos multicanal Acuspec.
4. Computadora portátil Compac con Software Genie PC y Gamma Vission.
5. Colimadores cilíndricos de plomo.

b. Toma de espectros gamma

Para los análisis a realizar en los diferentes casos, se tomaron espectros de emisión γ utilizando los colimadores y posicionando el detector de forma de optimizar las características del fondo del espectro, de la abundancia de emisión de las diferentes líneas (picos y energías característicos), etc. Se realizaron pruebas preliminares en cada caso para determinar el tiempo óptimo de medición.

c. Análisis de espectros gamma

Si se tiene una muestra que contiene una cantidad N_1 de radioisótopos del tipo 1 y N_2 del tipo 2, que emiten fotones γ de energías E_{ik} (i = 1,2 identifica el radioisótopo, k identifica la línea de emisión), la cantidad de fotones registrados en cada línea (cuentas bajo el pico de energía correspondiente a esa emisión en el espectro) será:

$$C_{ik} = \Sigma(E_{ik}).\lambda_i.N_i.P_{ik}.T \qquad i = 1,2 \qquad (1)$$

Donde λ_i es la constante de decaimiento del isótopo i, P_{ik} es la intensidad de emisión de la línea k del isótopo i, T es el tiempo de medición supuestamente mucho menor al tiempo de vida media de los radionucleidos, y $\Sigma(E_{ik})$ es una función que expresa la dependencia de la eficiencia del sistema con la energía, que incluye todos los efectos de las características físicas y geométricas de la medición.

Definiendo la proporción isotópica como:

$$f = N_1/(N_1 + N_2) \rightarrow \qquad N_2 = N_1.\ (1\text{-}f)/f \qquad (2)$$

se tiene que:

$$C_{1k} = \Sigma(E_{1k}).\lambda_1.N_1.P_{1k}.T \qquad (3)$$

$$C_{2k} = \Sigma(E_{2k}).\lambda_2.N_2.P_{2k}.T \;=\; \Sigma(E_{2k}).\lambda_2.N_1.\ P_{2k}.T.(1\text{-}f)/f \;=\; \Sigma(E_{2k}).\lambda_2.N_1.\ P_{2k}.T.g \qquad (4)$$

$$\text{Donde } g = (1\text{-}f)/f \qquad (5)$$

De esta manera, se puede expresar en general:

$C_{ik} / (\lambda_i.P_{ik}.g_i) = \Sigma(E_{ik}).N_1.T$ con $g_i = g$ si $i = 2$, y $g_i = 1$ si $i = 1$. (6)

Considerando que la función eficiencia del sistema puede ajustarse en función de la energía de emisión con suficiente precisión de acuerdo a [(1),(2)]:

$Ln (\Sigma(E)) = A_0 + A_1.Ln(E) + A_2.Ln^2(E)$ con A_j ($j = 0,1,2$) coeficientes constantes (7)

Se tiene que:

$Ln(C_{ik} / (\lambda_i.P_{ik}.g_i)) = A'_0 + A_1.Ln(E_{ik}) + A_2.Ln^2(E_{ik})$ donde $A'_0 = A_0 + Ln(N_1.T)$ (8)

Entonces, un procedimiento consta de ajustar todos los datos de ambos isótopos de acuerdo a una única relación analítica (relación (8)) variando g hasta que la correlación del ajuste sea máxima. El valor de g así hallado es el que optimiza la condición de que todos los valores de $C_{ik} / (\lambda_i.P_{ik}.g_i)$ se correlacionen en una única curva. Luego, utilizando (5) se calcula la relación isotópica f.

Una segunda opción es utilizar el concepto de ajuste de datos por cuadrados mínimos para encontrar el extremo inferior de la función

$$S = \sum_{i=1}^{2} \sum_{k} [(1/s_{ik}).(Ln(C_{ik} / (\lambda_i.P_{ik})) - (A'_0 + A_1.Ln(E_{ik}) + A_2.Ln^2(E_{ik}) + k_i.G)]^2$$

donde $k_i = 0$ si $i = 2$, y $k_i = 1$ si $i = 1$; $G = Ln(g)$ es una variable de ajuste, al igual que A'_0, A_1 y A_2, y s_{ik} es el error porcentual de la medición de C_{ik}.

RESULTADOS - ENRIQUECIMIENTO EN MUESTRAS CON URANIO

Para determinar el enriquecimiento de muestras conteniendo material de uranio, se utilizaron los valores de las áreas correspondientes a cuatro picos del uranio 235 (143, 163, 186 y 205 keV) y tres del protoactinio 234 metaestable que proviene del uranio 238 (258, 766, y 1001 keV), con lo cual se establece como hipótesis que la muestra debe encontrarse en equilibrio radiactivo.

El método fue aplicado a distintos tipos de muestras como se indica en la tabla T1, como ser placas combustibles reprocesadas, tanques cisternas, tuberías y unidades de la planta de enriquecimiento de Pilcaniyeu, potes con polvo de U_3O_8 y patrones de uranio, con diferentes grados de enriquecimiento. La **Tabla T1** muestra los valores de enriquecimiento calculados y los declarados para algunos de esos casos.

Cabe mencionar que la precisión de los resultados encontrados depende fuertemente de aquella con que puede medirse el pico de 258 keV; por lo tanto, este método será tanto menos aplicable cuanto mayor sea f.

En vista de los resultados obtenidos, se pudo concluir que este método puede utilizarse satisfactoriamente para mediciones en que se desee conocer el grado de enriquecimiento del uranio con una incerteza aceptable del orden del 10%. El factor determinante en la aplicabilidad del mismo es la precisión con que puede medirse el pico de 258 keV del Pa-234.

Tabla T1
Valores de enriquecimiento calculados (fc) y declarados para diferentes muestras (fd), en %.

Muestra	fc(%)	fd(%)
Mod10Up12	0,81 ± 0,05	
Mod09Up13	0,75 ± 0,06	
Mod05Um02	0,72 ± 0,05	
Mod05Um05	0,69 ± 0,07	
R-001	0,76 ± 0,06	0,71
R-003	0,70 ± 0,07	0,71
EMU018	0,30 ± 0,04	<0,71
EMU002	0,57 ± 0,05	0,71
EMU005	0,71 ± 0,03	0,82
Ural3y5	3,2 ± 0,2	3,50
ULE0497I	0,80 ± 0,07	0,85
ULE0397T9	0,77 ± 0,06	0,85
ULE0497T1	0,78 ± 0,05	0,85
ULE0197T8	0,77 ± 0,06	0,85
AB1	0,28 ± 0,02	0,3166
AB4	4,2 ± 0,3	4,4623
AB7	1,60 ± 0,11	1,942
AB10	2,56 ± 0,09	2,9492
AB11	0,58 ± 0,05	0,7119
MTR2789	18,4 ± 1,8	20
N007	1,15 ± 0,07	1,20
N019	1,12 ± 0,06	1,20

REFERENCIAS

1. R.J.S. Harry, J.K. Aaldijk, J.P. Braak, “Gamma-spectrometric determination of isotopic composition without use of standards”, IAEA-SM-201/66, pag 235.
2. P. Pacák, “Non destructive determination of the uranium enrichment without use of standards”, Kernenergie 31, (1988) 2, pag 43-46.

Criterios actuales en calidad

Sajaroff, P.M.

Publicado en la Revista Argentina Nuclear, Nº 72, p.33-34, 1998

CRITERIOS ACTUALES EN CALIDAD[1]

Sajaroff, P.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) publicó en 1996 un documento sobre seguridad nuclear que puede considerarse innovador ya que si bien se trata de garantía de calidad, lo novedoso es que basa su aplicación en *performance*. De esta manera la efectividad de un programa de garantía de calidad se puede evaluar por el grado de cumplimiento de los objetivos establecidos.

Este documento, denominado 50-C/SG-Q "Garantía de Calidad para la Seguridad en Centrales Nucleares y Otras Instalaciones Nucleares", forma parte del Programa Nuclear Safety Standards (NUSS) del OIEA y fue publicado en 1996. Incluye el Código de Garantía de Calidad[2] y 14 Guías de Seguridad[3] que soportan al Código. Está dirigido a todas las personas y organizaciones que utilizan cotidianamente la garantía de calidad dentro de la estructura de las *entidades responsables*: niveles gerenciales, diseñadores, constructores, fabricantes, proveedores, operadores, etc. más que a las autoridades regulatorias.

Se contribuye así a prevenir tanto las interpretaciones erróneas de la garantía de calidad (por ejemplo, que es un requerimiento regulatorio formalístico) como a que se realicen trabajos que no sean efectivos (por ejemplo, que se emitan documentos que sólo son meros papeles pero sin que se alcance la calidad necesaria). Es decir, se da prioridad a la implementación del programa de garantía de calidad y a la efectividad, y no al programa en sí y la documentación. Esta metodología se utiliza en las técnicas modernas de gestión de la calidad, las que ponen el énfasis en hacer las cosas correctamente de entrada (*right first time*), y no en encontrar errores y corregirlos una vez producidos, en vez de prevenirlos.

ALCANCE Y OBJETIVO DEL CÓDIGO

Contiene los requerimientos básicos que deben adoptarse cuando se establecen e implementan programas de garantía de calidad relacionados con la seguridad de centrales nucleares. Su

---

[1] El presente trabajo -actualización resumida del publicado en el ejemplar N° 57 (junio/julio de 1996) de la Revista: Garantía de Calidad basada en Performance: El Punto de vista Regulatorio - fue solicitado por la Dirección de la misma al Ingeniero Pedro M. Sajaroff con el objeto de recapitular estos conceptos importantes en materia de calidad y seguridad nuclear.

[2] Los restantes cuatro Códigos están referidos a Emplazamiento, Diseño y Operación (todos ellos para centrales nucleares) y a Organizaciones Gobernamentales (léase, Autoridades Regulatorias).

[3] Estas Guías de Seguridad son: Establecimiento e implementación de un programa de garantía de calidad; Control de no-conformidades y acciones correctivas; Control de documentos y registros; Inspección y ensayo para aceptación; Evaluación de la implementación del programa de garantía de calidad; Garantía de calidad en la compra de ítems y servicios; Garantía de calidad en la manufactura; Garantía de calidad en investigación y desarrollo; Garantía de calidad en el emplazamiento; Garantía de calidad en el diseño; Garantía de calidad en la construcción; Garantía de calidad en la puesta en marcha; Garantía de calidad en la operación; Garantía de calidad en el retiro de servicio.

lenguaje es *amigable* y sólo contiene requerimientos, no explicaciones o ejemplos, presentando claramente los nuevos conceptos.

El objetivo es mejorar más aún la seguridad nuclear mejorando los métodos para lograr calidad.

Los aspectos esenciales para asegurar calidad, y por ende alcanzar y mantener un nivel aceptable de seguridad, son Gerenciamiento, Performance y Evaluación, los cuales engloban los diez requerimientos básicos establecidos por el Código:

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

- Performance: trabajo, diseño, compras, inspección y ensayo para aceptación.

- Evaluación: auto-evaluación gerencial, evaluación independiente.

Estos requerimientos son aplicables al programa de garantía de calidad general de la entidad responsable y a los programas particulares vinculados al programa general en cada etapa del proyecto de una central nuclear (diseño, construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio), abarcando a todas las personas y organizaciones involucradas.

Tal como reza el título del documento, los requerimientos básicos pueden aplicarse, con las debidas adaptaciones, también a otras instalaciones nucleares (por ejemplo, las de fabricación de combustible nuclear, de almacenamiento de combustible irradiado, de tratamiento y gestión de residuos radiactivos, de producción de radioisótopos, reactores de investigación, etc.).

De esta manera el alcance de la garantía de calidad *tradicional* se amplió, consolidándose como una herramienta gerencial, pero más orientada al usuario y considerando a la calidad como un todo.

El rol gerencial consiste así en establecer y aplicar criterios que integran requisitos de calidad en el trabajo diario. Se resalta además la responsabilidad de cada persona que integra la organización en el logro de los objetivos establecidos.

Un programa de garantía de calidad será efectivo cuando todos los individuos involucrados –gerentes, trabajadores y evaluadores del trabajo- contribuyen coordinadamente a la calidad según tres niveles de responsabilidad:

- La Gerencia: responsable de todos los aspectos de calidad, incluyendo planificación, organización, control y apoyo.

- Los Grupos de Línea: responsables de obtener la calidad prevista.

- El Grupo de Evaluación: responsable de analizar la efectividad de los dos grupos anteriores en el cumplimiento de sus responsabilidades, y de identificar y corregir cuestiones que pueden afectar el correcto funcionamiento de la organización.

En resumen, 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 la seguridad del proyecto nuclear, no quedando nadie exento de responsabilidad en lo que hace a la calidad (o sea, a la seguridad). El rol de los gerentes es esencial pero las responsabilidades individuales, que son ineludibles, deben también tenerse en cuenta.

PERSPECTIVA REGULATORIA

Para la Autoridad Regulatoria Nuclear el hecho de aplicar garantía de calidad en base a performance no resultó llamativo, ya que la filosofía regulatoria misma está basada justamente en performance.

Es así que en 1997 se emitió la norma regulatoria AR 3.6.1. (Revisión 1) “Sistema de Calidad”, la cual es coherente con el Código.

Post scríptum

Otro elemento novedoso en la publicación 50-C/SG-Q del OIEA es la Guía de Seguridad SG-Q8, por la cual las actividades de investigación y desarrollo vinculadas a un proyecto de una central nuclear (u otras instalaciones nucleares) quedan -por primera vez- bajo el “paragüas” del concepto de calidad.

Riesgo a bajas dosis de radiación ionizante

Beninson, D.J.

RIESGO A BAJAS DOSIS DE RADIACIÓN IONIZANTE

Beninson, D.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

El debate sobre la forma de la relación dosis - riesgo en general, y a bajas dosis en particular, ha dominado la doctrina fundamentalmente de la protección radiológica en los últimos tiempos.

Este debate está relacionado con la evolución histórica de la Protección, desde el concepto de seguridad basado en umbral y factor de seguridad, hasta las presentes recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), basadas en el concepto de riesgo controlado, pequeño y aceptado.

RIESGO DEBIDO A RADIACIÓN Y SU MECANISMO

El efecto más importante de la exposición a radiaciones es la aparición, después de largos períodos, de un pequeño exceso de cánceres en los grupos irradiados. Expresado por individuo irradiado, esto equivale a un pequeño incremento en la probabilidad de morir por cáncer.

Existe buena y creciente evidencia que el proceso de iniciación se debe a daños en el ADN de las células, y que el cáncer se inicia en una célula. Existe también buena evidencia que las lesiones de doble cadena del ADN y su incorrecta reparación, tienen importancia crítica para la respuesta radiobiológica.

La tasa de lesiones espontáneas de doble cadena del ADN es relativamente pequeña. Las lesiones adicionales debidas a una irradiación no son por lo tanto, despreciables frente a las naturales y la reparación errónea de ambas puede considerarse como una fracción del número total de lesiones.

Las lesiones mal reparadas son mutaciones. Ciertas mutaciones están involucradas en la “transformación” cancerosa y otras, ocurridas en alguna de las células descendientes, incrementan la malignidad.

LA RELACIÓN DOSIS - RESPUESTA A BAJAS DOSIS

Dado el mecanismo descripto, no hay ninguna base para suponer que exista un umbral de dosis debajo del cual el incremento de riesgo de cancerogénesis sea cero. Es razonable por lo tanto suponer que el incremento de riesgo crece monotónicamente con la dosis.

Si existen varios blancos en una célula, el número de eventos mutantes en cada blanco está distribuido poissonianamente. La ausencia de eventos hasta una cierta edad tiene una probabilidad de $P(o) = e^{-k_o T}$ donde k_o es una constante (eventos por unidad de tiempo) y T es la edad, para los **eventos espontáneos**.

Por lo tanto, la existencia de uno o más eventos espontáneos (es decir la probabilidad de mutación) está dada por $P(m) = 1-e^{-k_o T}$.

Análogamente, una irradiación produciría la mutación con una probabilidad de $P(m)=1-e^{-k1D}$, donde k, es el número de eventos radioinducidos por unidad de dosis y D es la dosis. Si ambos tipos de mutación existen (espontáneos y radioinducidos), la probabilidad de mutación estaría dada por $P(m)=1-e^{-(k_o T+k1D)}$.

Como se comentó previamente, se requieren varias mutaciones específicas para producir una transformación cancerosa y para incrementar su malignidad. Existe evidencia que el número de estas mutaciones se sitúa entre 2 (para algunas leucemias) y 7 (para algunos cánceres sólidos).

Tomando la hipótesis simplista que la sensibilidad de todos los blancos es similar, la probabilidad de iniciar y malignizar un cáncer está dada por

$$P(\text{cáncer})=[1-e^{-(koT+k1D)}]^n$$

donde n es el número de mutaciones requerido. Como aún la parte espontánea de la fórmula es pequeña, ya que la mortalidad por cáncer es vecina al 20%, y la radioinducida es aún menor, la fórmula anterior se reduce a $P(\text{cáncer}) \cong (k_oT+k_1D)^n$, y el incremento de probabilidad atribuible a la radiación puede expresarse como $\Delta P \cong (k_ot+k_1D)^n-(k_oT)^n$.

Expandiendo el binomio tomando como aproximación (muy aceptable) los dos primeros términos, la expresión anterior se reduce a $\Delta P \cong n(k_oT)^{n-1} \cdot k_1D$.

El resultado es interesante. Predice que:

a. La probabilidad (ΔP) de cancerización atribuible a la radiación crece linearmente con la dosis.

b. ΔP depende también de la edad (pero no linearmente), ya que la radiación sola consigue difícilmente llegar al número n requerido de mutaciones.

c. ΔP depende también de la tasa de mutaciones espontáneas, por la misma razón expresada en b). La tasa espontánea, regida genéticamente y ambientalmente, hace que la radiación sea más perniciosa cuando el ambiente contenga otras noxas cancerígenas.

INFORMACIÓN EPIDEMIOLÓGICA

Si bien la radiobiología apoya la relación linear sin umbral, la complejidad de los tejidos humanos y de los procesos de crecimiento de los tumores y su diseminación, hace difícil predecir la pendiente de dicha relación linear en el hombre.

Diversos grupos, inclusive de trabajadores expuestos a radiación ocupacional, están comenzando a dar información sobre esta pendiente. No obstante, son los grupos expuestos a dosis altas los que permiten estimar mejor la pendiente.

En particular, el grupo de sobrevivientes de las bombas nucleares de Hiroshima y Nagasaki permite las mejores estimaciones. El ICRP, a partir de estas estimaciones recomendó el uso de un factor nominal de 5×10^{-5} por mSv para una población conteniendo todas las edades. Debe señalarse que este grupo está proporcionando ya algunos datos directamente relevantes a las bajas dosis. En efecto, datos de mortalidad hasta el fin de 1990 dan resultados estadísticamente significativos a dosis de 50 mSv.

CONSECUENCIAS DE LA LINEARIDAD

La relación proporcional permite controlar las dosis atribuible a un grupo dado de fuentes de radiación, independientemente de las dosis de otras fuentes, de las dosis ya recibidas y de las que se reciban en el futuro.

La misma relación permite sumar las dosis recibidas en tiempos diferentes, por ejemplo para calcular dosis anuales. Por otra parte, permite promediar las dosis sobre todo un órgano o tejido.

La relación proporcional permite la protección operacional al hacer innecesario el registro del orden temporal de las distintas contribuciones de dosis (natural, médica, ocupacional, etc.), y hace posible el diseño para la protección.

PRINCIPIOS BÁSICOS DE PROTECCIÓN

La relación linear sin umbral (relación proporcional) implica que algún riesgo finito debe ser aceptado a cualquier nivel de protección.

Por este motivo el ICRP recomienda un sistema de protección con los siguientes componentes: Justificación de la Práctica, Optimización de la protección y Limitación del riesgo individual a valores no inaceptables.

Por ello puede decirse que la Protección Radiológica del presente está basada en el concepto de riesgo controlado, pequeño y aceptado.

Feasibility Study of a Zone Approach Concept for the Nuclear Fuel Cycle of Argentina

Saavedra, A.D.; Castro, L.B.; Mairal, M.L.; Maceiras, E.; Fernandez Moreno, S.; Vicens H.E.; Llacer, C.D. y Valentino, L.I.

Presentado en: 39th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management (INMM).
Naples, EE. UU., 26-30 julio 1998

FEASIBILITY STUDY OF A ZONE APPROACH CONCEPT FOR THE NUCLEAR FUEL CYCLE OF ARGENTINA

Saavedra, A.D.; Castro, L.B.; Mairal, M.L.; Maceiras, E.;
Fernandez Moreno, S.; Vicens, H.E.; Llacer, C.D. y Valentino, L.I.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

An important part of the nuclear material inventory in Argentina is placed in the nuclear fuel cycle devoted to nuclear power generation, with a high frequency of transfers of such material amongst the nuclear facilities involved. These facilities mostly handle natural uranium.

At present, the safeguards system for these facilities is based on “Facility Approach” concept. Therefore, for each one of them an independent safeguards approach is applied. However, there are specific procedures that while maintaining or increasing safeguards effectiveness may reduce the inspection resources required in the field. One of these procedures is the “Zone Approach”, by means of which there is a reduction in the need for verifying inventory changes amongst the involved facilities and provides assurance against borrowing of nuclear material within the zone.

This paper describes the features of the facilities included in the study, the present safeguards approach applied to them and a feasibility analysis of a zone approach scheme.

The comparison between “facility specific approach” and a “zone approach” would allow determining whether a reduction of the inspection effort currently applied to fulfil the quantitative safeguards criteria in force for these facilities is obtained. On the other hand, a result showing a relevant reduction on the inspection effort while maintaining safeguards effectiveness would permit to re-orient these resources for an optimum application of the “Strengthened Safeguards System”.

INTRODUCTION

The nuclear regulatory activities in Argentina are carried out by the “Nuclear Regulatory Authority” (ARN). To fulfil its obligations, the ARN has established a regulatory framework for all nuclear activities in connection with nuclear safety and radiological protection, physical protection and the guarantees of non-proliferation.

In connection with the guarantees of non-proliferation, the ARN is responsible for applying a regulatory framework to ensure that all nuclear material and activities are not deviated to any unauthorised purpose and that they are performed in compliance with all the international undertakings assumed by Argentina.

The regulatory Standard AR 10.14.1. defines the State Systems of Accounting and Control (SSAC) as the set of measures and procedures applicable to all nuclear material and to materials, equipment and installations of nuclear interest.

In the International framework, in 1991 Argentina signed “The Agreement between the Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy” (Bilateral Agreement). To verify the fulfilment of this basic undertaking, Argentina and Brazil commit themselves to submit the whole of their nuclear material to the Common System of Accounting and Control of Nuclear Material (SCCC), being the Argentina - Brazil Accounting and Control Agency (ABACC), the bilateral agency for its application and administration.

On the basis of the Bilateral Agreement, both Countries and ABACC signed in December 1991 a full scope safeguards agreement with the IAEA, which entered into force in 1994. Moreover, in 1994 Argentina adhered to the “Tlatelolco Treaty” and in 1995 to the NPT.

NUCLEAR FUEL CYCLE IN ARGENTINA

As previously mentioned, an important part of the nuclear material inventory in Argentina is placed in the nuclear fuel cycle devoted to nuclear power generation. This comprises all facilities from uranium mining to nuclear power plants (NPPs). The NPPs are the type of “On load” reactors, using heavy water as moderator and coolant and natural and low enriched uranium as fuels (less than 1%).

The feasibility study of a zone approach is focused on the UO2 and UF6 conversion plants (UO2CP and UF6CP), the fuel fabrication plant (FFP) and the two NPPs in operation.

The UO2CP is located in Cordoba City (about 800 km away Buenos Aires City). It produces UO2 powder of nuclear purity from yellow cake. The product obtained is the raw material for fabricating the fuel elements for the NPPs. Its throughput is approximately 17 SQ of U per year. The FFP is situated in the Ezeiza Atomic Centre (about 40 km away from Buenos Aires City) and its throughput is approximately 16 SQ.

At present, there are two NPPs in operation: Atucha I NPP (CNAI) which produces 357 MW of net electrical output, and Embalse NPP (CNE) with a thermal power of 600 MW (in operation since 1974 and 1984, respectively). There is a third nuclear power plant under construction.

The UF6CP is located in the South of Argentina (about 1700 km away from Buenos Aires City). Although the plant is not in operation nowadays, it has an inventory of 4 SQ of natural UO2 powder.

CURRENT STATUS

Conversion and Fabrication Plants According to the IAEA's safeguards criteria for natural and low enriched uranium conversion and fabrication plants with more than 2 SQ in their inventories, one PIV and normally five interim inspections should be carried out per year.

During these inspections, at least 20% of the nuclear material involved in domestic transfers into or out of the facility over a material balance period (MBP) should be verified. However, despite the above mentioned safeguards criteria, an average of 7 interim inspections were carried out in CPUO2 and FFP due to a different methodology applied by the IAEA and a special operational condition at the FFP. In addition, samples of pellets should be taken at the road loading station for bias defect verification, during at least 4 inspections per MBP at facilities handling LEU. At the facilities handling natural uranium, samples are taken at least once per MBP.

The main activities to be performed during the PIV and the interim inspections are normally the following:

PIV Inspection

a. Examination of Records and Reports:

- The facility accounting and operating records and supporting documents are examined until the PIV date, for correctness and internal consistency. The facility accounting records are compared with any reports sent by the State to ABACC and IAEA.

- The list of inventory items (LII) received from the operator at the time of the physical inventory verification (PIV) is compared for consistency with the facility accounting records, closed at the end of MBP.

b. Nuclear material verification:

Based on the operator's itemised inventory list, all material, wherever applicable, will be item counted and tag checked. The verification methods, for LEU and NU, with medium detection probability as required by safeguards criteria, will be as follows:

- Powder, pellets and scrap are verified for gross, partial and bias defects in LEU strata and for gross and partial defects in NU strata.
- Fuel rods and fuel bundles are verified for gross and partial defects and by serial number identification, where applicable for LEU strata and gross defects and serial number identification, where applicable for NU strata.
- Shipping containers with Fuel elements (Candu and Atucha type) are tag checked by 100%. Then, the containers to be opened are randomly selected. The fuels in these containers are item counted and tag checked. After that, the items selected for LEU strata are randomly verified for gross and partial defects while the items for NU strata are verified for gross defect only. In both cases the serial number identification is checked.

c. Confirmation of the absence of borrowing of nuclear material

To confirm that nuclear material present for verification at one facility has not been borrowed from another facility, the UO2CP, the UF6CP and the FFP take their physical inventories simultaneously. In addition, simultaneous interim inspections are performed at the fresh fuel storage of the NPPs (CNE and/or CNA I) when the inventory of the same nuclear material present at each NPP is 1 SQ or more.

Interim Inspections

a. Examination of records and reports:

IAEA and ABACC perform the examination of records and reports until the previous day of the inspection. The facility accounting and operating records and supporting documents since the previous inspection are examined and compared with any reports sent by the State to the ABACC and IAEA.

b. Nuclear material verification:

- Domestic transfers: Up to December 1997, domestic transfers were verified at interim inspections, according to the operator's notification in advance of the exact date of each transfer. During the last MBP there were six (6) interim inspections at the FFP and five (5) at the UO2CP to verify the chosen shipments or receipts.

The activities performed in these inspections were the following:

- At UO2CP: i) All drums included in a shipment were sealed by IAEA before the transfer to FFP-. ii) In addition to this activity, IAEA and ABACC examined the records and reports since the previous inspection.
- At FFP - receipts from UO2CP: i) the seals were detached and the material involved was verified with the same standard as at a PIV. ii) The book examination was performed since the previous inspection.
- At FFP - shipments to CNE and CNAI: i) Fuel boxes or containers were sealed at FFP. ii) The book examination was performed since the previous inspection.
- At the NPPs (CNE and/or CNAI), the seals were detached, the material verified with the same standard as at a PIV and book examination was performed since the last inspection.

c. Verification at other Strategic Points: Interim inspections should be scheduled to take samples of pellets at the road loading station of the FFP with the frequency mentioned above.

UF6 Conversion Plant (UF6CP) the inspection effort, required in the IAEA Safeguards Criteria, is of one (1) PIV and three (3) interim inspections. However, only one PIV is performed per MBP since the plant is not in operation and its store remains under IAEA and ABACC seals.

Nuclear Power Plants (CNE and CNA I) According to IAEA Safeguards Criteria for on-load reactors (OLRs) one (1) PIV and three (3) interim inspections for timely detection purposes should be scheduled per year.

Besides, simultaneously to the PIV of the FFP, interim inspections are performed at the fresh fuel storage of CNE and/or CNAI when an inventory of 1 SQ or more of the same nuclear material is present.

Up to December 1997, IAEA and ABACC verified the fuel elements received from the FFP at the NPPs (CNE and CNAI).

Field Trial for Verification of the Material involved in Domestic Transfers (December 1997-June 1998)

A Field Trial (FT) was agreed between IAEA, ABACC and ARN on the inspection methodology to verify the domestic transfers between the FFP and the UO2CP from dec/97 to jun/98. The conditions to perform these inspections were the following:

- There would be two or three interim inspections at FFP and one or two at the UO2CP.
- The inspections would be planned in advance based on the annual operational programs of the facilities involved in the FT.
- The nuclear material subject to verification will be: i) at UO2CP, batches ready for shipment (UO2 powder already loaded into the drums to be shipped) produced since the previous inspection. ii) At FFP, feed material (UO2 still in drums) received since the previous inspection and not processed yet and finished product (fuel bundles and assemblies) produced since the previous inspection.

In both cases, packing lists for identification of batches and items should be available to the inspectors. All verification activities would be performed according to IAEA Safeguards Criteria.

Accordingly to what was agreed, from dec/97 to jun/98 three (3) interim inspections at the FFP and three (3) at the UO2CP were performed. After analysing the FT results, IAEA and ABACC have reached the conclusion that it was satisfactory. Therefore, a decision of verifying domestic transfers based on the FT conditions was taken.

ZONE APPROACH - MAIN FEATURES

The Zone Approach is a safeguard approach for the nuclear material of a specified category or type involved in the MBAs within a State. This may also refer to all nuclear material present in the MBAs or to a part of it. It is implemented with the aim of reducing the need for inventory change verification and to provide assurance against borrowing within the zone. In this approach, the appropriate nuclear material inventories of each MBA are considered together to form a zone. Transfers into or out of the zone are verified just as for transfers into and out of a single MBA. Transfers within the zone are not verified, but simultaneous inventory verifications to PIV standards are carried out annually at all the MBAs making up the zone. In addition, simultaneous inventory verifications for timely detection purposes are carried out for direct use material. Safeguards conclusions are drawn in respect of each MBA in the zone.

Main Features: Spatially, the zone must include only complete MBAs, however it is not necessary to embrace all the material in a MBA, and so the MBA boundaries may be redefined to accommodate the zone.

Transfers into and out of the Zone are verified just as for transfers into and out of a single MBA.

Transfers within the Zone are not verified, but simultaneous PIVs are carried out annually at all MBAs making up the Zone. An active role of the SSAC in co-ordinating the simultaneous physical inventory taking (PIT) and physical inventory verification (PIV) is required.

Independent safeguards conclusions must be drawn with respect to the MUF of each MBA. However, it should be clearly stated that these conclusions are based on the evaluation of the MUF of the Zone as a whole.

The zone approach is superior in effectiveness to the facility-oriented approach because of the simultaneous PIV and because the uncertainty of the MUF for the zone as a whole would generally be less than the combined uncertainties of the individual facilities. At present, the Agency has successfully implemented such a scheme in Canada and in South Korea.

ZONE APPROACH CONCEPT FOR THE NUCLEAR FUEL CYCLE IN ARGENTINA

For natural uranium: The facilities involved in the zone are the UO2CP and UF6CP and the FFP. The nuclear material in the zone is UO2 in different physical forms. The fresh fuel storage of the NPPs are not part of the proposed zone. However, the safeguards criteria for borrowing requires that during the SIM-PIVs of the facilities involved in the zone, a simultaneous verification is performed to the fresh fuel storage in those cases when 1SQ or more of the material bound to be borrowed is present.

The principal transfers into the zone consist of UO2 powder with nuclear purity present at the UO2CP as finished product ready for shipment to the FFP and the principal transfers out of the zone are fuel assemblies and fuel bundles sent to the NPPs. The other possible transfer out of the zone is based on a category change due to the blending of natural UO2 powder with low enriched uranium UO2 powder.

Other transfers into the zone would be foreign receipts (UO2 powder, pellets, or finished fuel bundles) and other transfers out to the zone would be measured discards, retained waste and foreign shipments (samples taken by ABACC and the IAEA).

The inspection activities according to IAEA Safeguards Criteria are:

- Simultaneous physical inventory verification (SIM-PIV) of all unirradiated natural uranium present at all facilities in the zone.
- Two interim inspections are carried out at the UO2CP and at the FFP. The activities performed are sampling of pellets at the rod loading station and verification of nuclear material in receipts into and shipments out of the zone with the same standard as at a PIV; verification of any other inventory change; and examination of records and reports.

For low enriched uranium: The facilities involved in this zone are also the UO2CP and the FFP. The nuclear material in the zone is UO2 in different physical forms at both facilities.

The principal transfers into the zone consist of all the receipts of LEU UO2 powder at UO2CP and FFP. This material is blended with natural uranium to produce 0.85% enriched uranium. The natural uranium is introduced into the zone through a category change and the principal transfers out of the zone are fuel assemblies to CNAI NPPs. Other increases in the zone would be foreign receipts (UO2 powder) and additional decreases would be measured discards, retained waste and foreign shipments (e.g. samples taken by ABACC and the IAEA).

The inspection activities according to IAEA Safeguards Criteria are:

- Simultaneous physical inventory verification (SIM-PIV) of all unirradiated LEU present at the facilities of the zone.
- Two interim inspections are carried out at the UO2CP and FFP. The activities performed are sampling of pellets at the rod loading station and verification of nuclear material in receipts into and shipments out of the zone with the same standard as at a PIV; verification of other inventory changes; and examination of records and reports.

As in the case of the zone approach for natural uranium, the CNA-I NPP may have a simultaneous inspection at the time of SIM-PIV for confirmation of the absence of borrowing of nuclear material, if the inventory is 1 SQ o more.

COMPARISON BETWEEN CURRENT APPROACHES AND A POSSIBLE ZONE APPROACHES

This table shows interim inspection for FFP and UO2CP. It is not included the interim inspections performed at the NPPs Fresh Fuel Storage.

PREVIUOS APPROACH	FIELD TRIAL (6 months) *	ZONE APPROACH
7 II at FFP	3 II al FFP	2 II al FFP
7 II al UO2CP	3 II at UO2CP	2 II at UO2CP

*It is foreseen that in a MBP the routine application of these methodology will require between 5 to 6 interim inspections (II) at each facility.

CONCLUDING REMARKS AND OBSERVATIONS

- From the comparison of the three different approaches, it is clear that the zone approach applied to the conversion and fuel fabrication plants results in a reduction of the inspection effort in the field and in an improvement in safeguards effectiveness.
- Assuming that nuclear material transfers in or out of the zone are accessible for verification, the proposed zone approach is more efficient than the other alternatives, even though only few and small facilities are involved.
- By applying to the zone approach or the Field Trial methodology, there is no need to extend the verification of domestic transfers of fresh fuels to the nuclear power plants.
- The reduction in inspection effort by applying to the zone approach proposed may be re-oriented to strengthen the safeguards measures.

REFERENCES

1. IAEA Safeguards Criteria 1991 - 1995.

2. IAEA Safeguards Glossary, 1987 Edition, IAEA/SG/INF/1 (Rev. 1).

3. “Application of Safeguards to multiple facility fuel cycles” IAEA System Studies Section, STR 171, Nov.1984.

4. “Report of the Second Consultants’ Meeting on the Application of Safeguards to Multiple Facility Fuel Cycle, 27 - 31 may 1991” IAEA System Studies Section, STR 275, Sep.1991.

5. “Transit to a comprehensive Safeguards Regime”, Beninson, D’Amato, Fernandez Moreno, National 1995.

6. “Strengthening the Effectiveness and Improving the Efficiency of the Safeguards System”, Feb 1995.

Riesgo radiológico en el caso de exposiciones potenciales

Chiossi, C.E.

Publicado en la Revista Seguridad Radiológica, Nº 17, p.7-27, 1998

RIESGO RADIOLÓGICO
EN EL CASO DE EXPOSICIONES POTENCIALES

Chiossi, C.E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

Todas las actividades realizadas por el hombre a los efectos de obtener algún beneficio material implican, inevitablemente, riesgos de producir efectos dañinos en los individuos o en la sociedad. Así, actividades tales como las industriales, comerciales, deportivas, turísticas, etc. propenden, por un lado, a mejorar las condiciones de la vida diaria de las personas pero conllevan, por el otro, la posibilidad de ocurrencia de accidentes con consecuencias no deseadas para las mismas. Los riesgos a que están sometidas las personas no solo devienen de las actividades imputables al hombre sino también de la eventual ocurrencia de sucesos naturales tales como fenómenos telúricos (terremotos, erupciones volcánicas etc.), fenómenos meteorológicos (huracanes, tornados, etc.) epidemias (cólera, tifus, etc.) y otros. Resulta entonces, que los riesgos son componentes normales de la vida que pueden ser, en muchos casos, notoriamente reducidos pero nunca por completo eliminados. El conocimiento de estos riesgos ayuda a tomar decisiones sobre asuntos que hacen a la seguridad particular y colectiva de las personas, en el marco de situaciones de carácter natural o imputables al hombre que pudieren acontecer.

Las tareas humanas que involucran la utilización de materiales radiactivos y radiaciones ionizantes están, obviamente, comprendidas dentro de los conceptos generales hasta aquí expuestos. Dichas tareas aportan significativos beneficios en ámbitos tan diversos como, por ejemplo, la medicina, la agricultura o la generación de energía eléctrica, beneficios que, para ser aceptables, no deben implicar riesgos que excedan los normalmente admitidos en la vida diaria en relación con otras actividades o situaciones humanas.

2. CONCEPTO DE RIESGO

Si bien no existe una definición universal de riesgo, conceptualmente las distintas definiciones técnicas del riesgo se basan, en general, en los siguientes aspectos:

- es posible concebir sucesos peligrosos que eventualmente podrían ocurrir en un sistema de interés (sucesos denominados accidentes).

- es posible concebir eventuales daños para las personas debidos a los sucesos peligrosos, en el caso que éstos efectivamente ocurran (daños a la salud, al patrimonio, etc. que son denominados consecuencias accidentales).

- es imposible eliminar las incertidumbres acerca de la ocurrencia de los sucesos peligrosos o de los daños asociados (incertidumbres evaluadas por las probabilidades o frecuencias de los accidentes y consecuencias accidentales que pudieran ocurrir en un período y lugar de referencia).

Como ejemplo de lo expuesto, considérese el caso de varias personas que deciden emprender un viaje en automóvil. El viaje se hará por una carretera determinada y durará un cierto tiempo. A priori del inicio del viaje es posible concebir que durante el mismo, el automóvil podría chocar contra un objeto (otro automóvil, un árbol, una máquina vial, etc.) en algún lugar de la carretera y que como consecuencia del impacto los pasajeros podrían sufrir daños físicos (contusiones, heridas o, aún, la muerte).

Resulta, entonces, que los sucesos:

A = “choque del automóvil contra un objeto” y

C = “daños físicos de los pasajeros”

son sucesos de carácter aleatorio cuyas probabilidades de ocurrencia dependen de muchos factores; en el caso del suceso A hay que considerar factores tales como la pericia del conductor, las condiciones técnicas del vehículo, el estado del pavimento, la observancia de las reglas de tránsito o la señalización adecuada de la ruta; en el caso del suceso C, factores tales como la utilización de cinturones de seguridad, la existencia de “air bags”, la fortaleza física de los pasajeros, o las características del impacto. El suceso A es el accidente (suceso peligroso) y el suceso C es la consecuencia accidental (suceso dañino).

El riesgo de los pasajeros resulta ,entonces, no solo del hecho de que durante el desarrollo del viaje los sucesos A y C sean concebibles sino ,además, de que la ocurrencia de ellos es incierta. Si los sucesos A y C no fuesen concebibles o siendo concebibles se estuviese bajo condiciones de certeza en relación con la ocurrencia o no de los mismos**,** no habría riesgo para los pasajeros porque estos sabrían de antemano que si viajan, o bien nada les podría pasar -con lo cual harían el viaje- o bien sufrirían daños inevitablemente, por lo que entonces no viajarían.

Dado que los sucesos A y C son concebibles y que, además, es imposible eliminar las incertidumbres acerca de la ocurrencia de los mismos, el riesgo siempre existe y lo único que puede hacerse es disminuirlo a niveles tolerables, actuando sobre la naturaleza del sistema considerado (v.g. sobre los medios técnicos de seguridad del automóvil, sobre las condiciones de la carretera, sobre los factores humanos involucrados, etc.)

Brevemente, puede decirse que el riesgo está asociado con el peligro, con el daño y con la incertidumbre, y que para disminuirlo es necesario obrar sobre estos aspectos constituyentes del mismo.

3. RIESGO INDIVIDUAL Y RIESGO SOCIAL

Dado que las actividades realizadas por el hombre o la ocurrencia de sucesos naturales implican, inevitablemente, riesgos de producir efectos dañinos en los individuos o en la sociedad, el riesgo puede concebirse desde el punto de vista individual o desde el social.

Para ilustrar acerca del riesgo individual y del riesgo social, considérese el caso de una ciudad hipotética (sistema de referencia) en relación con la cual se desea establecer el riesgo individual y social de muerte por accidentes automovilísticos. Al respecto, un modelo posible de aplicación es el que contempla las siguientes definiciones técnicas del riesgo:

riesgo social:
$$R_S = \frac{N_F}{\Delta t}\left[\frac{\text{fatalidades}}{\text{unidad de tiempo}}\right]$$

riesgo individual:
$$R_I = \frac{R_S}{N_E}\left[\frac{\text{fatalidades}}{\text{persona} - \text{unidad de tiempo}}\right]$$

donde N_F es el número de fatalidades (transeúntes o pasajeros fallecidos como consecuencia de los accidentes) ocurridas en un período Δt de referencia y N_E es el número de personas expuestas a sufrir accidentes (todos los habitantes de la ciudad).

El riesgo social puede expresarse de la siguiente forma:

$$R_S = \frac{N_F}{\Delta t} = \frac{N_A}{\Delta t}\,\frac{N_F}{N_A} = F \cdot M$$

donde:

N_A es el número de accidentes automovilísticos ocurridos en el período Δt de referencia,

$F = \frac{N_A}{\Delta t}\left[\frac{\text{accidentes}}{\text{unidad de tiempo}}\right]$ es la frecuencia de accidentes, y

$M = \frac{N_F}{N_A}\left[\frac{\text{fatalidades}}{\text{accidentes}}\right]$ es la magnitud de los accidentes.

En este modelo, entonces, el riesgo social puede interpretarse como una frecuencia de fatalidades o como el producto de una frecuencia de accidentes y de la magnitud de tales accidentes.

El riesgo individual puede expresarse de la siguiente forma:

$$R_I = \frac{R_S}{N_E} = \frac{\frac{N_F}{\Delta t}}{N_E} = \frac{\frac{N_F}{N_E}}{\Delta t}\left[\frac{\text{fatalidades}}{\text{persona} - \text{unidad de tiempo}}\right]$$

En este modelo, entonces, el riesgo individual puede interpretarse como el cociente entre la probabilidad de que una persona (habitante de la ciudad) sufra una fatalidad en un período Δt de referencia, y este período.

Supóngase los siguientes datos estadísticos correspondientes a la citada ciudad hipotética:

N_E = 4.000.000 (igual al número de habitantes de la ciudad)

F = 300.000 accid / año

M = 0,004 fatal / accid (1 fatalidad cada 250 accidentes)

resulta entonces:

$$R_S = F \cdot M = 300.000\ [\text{accid / año}]\ 0{,}004\ [\text{fatal / accid}] = 1200\ [\text{fatal / año}]$$

$$R_I = \frac{R_S}{N_E} = \frac{1200[\text{fatal / año}]}{4.000.000\,[\text{personas}]} = 3 \cdot 10^{-4}\left[\frac{\text{fatal}}{\text{pers} - \text{año}}\right]$$

Con modelos similares podría evaluarse los riesgos individual y social correspondientes a otros tipos de daños tales como heridas no mortales o pérdidas económicas.

En el presente ejemplo, el conocimiento de los valores de los riesgos individual y social ayudan a tomar decisiones sobre asuntos que hacen a la seguridad particular y colectiva de las personas, en relación con el tránsito automotor de la hipotética ciudad considerada.

Así, un habitante de la ciudad en conocimiento del valor del riesgo individual antes calculado podría decidir aceptarlo sin más, o disminuirlo tomando medidas tales como desplazarse en modernos (y por tanto más seguros) automóviles, residir y trabajar en zonas suburbanas, o directamente mudarse a otra ciudad.

Por otra parte, la autoridad municipal en conocimiento del valor del riesgo social antes calculado podría, asimismo, decidir aceptarlo sin más, o disminuirlo tomando medidas tales como promover una campaña de educación vial, mejorar las condiciones de circulación peatonal y vehicular en la ciudad, o modificar las normas de tránsito (límites de velocidad, régimen de multas, etc.).

4. PERCEPCIÓN DEL RIESGO

El riesgo asociado a un sistema de interés puede -de acuerdo a lo visto- ser definido cuantitativamente, es decir, calculado en términos objetivos. Sin embargo se ha observado que cuando diferentes personas efectúan estimaciones subjetivas del riesgo -con referencia a un mismo sistema de interés y en base a un mismo concepto de riesgo- tales estimaciones pueden diferir substancialmente entre sí o con respecto al valor objetivo correspondiente.

Esta situación se denomina “percepción del riesgo” y un ejemplo elocuente lo constituye el conocido hecho de que hay personas que prefieren viajar en automóvil antes que en avión, a pesar de que -objetivamente (estadísticamente)- este último medio de transporte es más seguro que el primero.

Algunos aspectos que influyen en la percepción del riesgo son los siguientes:

- un gran número de accidentes de un mismo tipo atrae más la atención que similar número de accidentes de distinta naturaleza, aunque las consecuencias globales sean análogas.

- un accidente aislado que resulte en un gran número de fatalidades es tenido en cuenta con más detenimiento que un gran número de accidentes con pocas fatalidades cada uno de ellos.

- los accidentes que implican consecuencias inmediatas causan más inquietud que aquellos cuyas consecuencias se manifiestan mucho tiempo después de ocurridos.

- los riesgos asociados con sucesos no deseados son mucho menos aceptados que los asociados con sucesos anhelados.

La percepción del riesgo es una cuestión que puede incidir en el proceso de toma de decisiones acerca de la aceptación de los riesgos asociados a las actividades humanas, cuando son comparados con los beneficios que de éstas se derivan.

5. RIESGO RADIOLÓGICO

En lo que sigue se tratará, solamente, el tema del riesgo radiológico en el caso de exposiciones potenciales asociadas con prácticas que involucren instalaciones tales como centrales nucleares, reactores de investigación, o repositorios de residuos radiactivos. Estas instalaciones contienen fuentes de radiación de envergadura como ser el núcleo de un reactor, un depósito de elementos combustibles irradiados, etc. por lo que dichas instalaciones deben diseñarse, construirse y operarse de tal manera que resulten seguras, es decir, aceptables desde el punto de vista del riesgo radiológico.

Las instalaciones consideradas son sistemas tecnológicos de alta complejidad en las cuales pueden ocurrir -eventualmente- sucesos accidentales de carácter aleatorio (v.g. rotura de elementos combustibles irradiados, fallas de equipos o dispositivos técnicos, errores humanos de operación, etc.) que, a su vez, podrían causar la exposición de personas a radiaciones ionizantes. Este tipo de exposición -que también es un suceso de carácter aleatorio y por lo tanto tiene asociada una dada probabilidad de ocurrencia- se denomina “exposición potencial”.

En el caso de exposiciones potenciales, el riesgo radiológico está asociado a dos sucesos aleatorios: la eventual exposición de personas a radiaciones ionizantes y la eventual ocurrencia de efectos dañinos en la salud de las mismas como consecuencia de la exposición.

La prevención de accidentes con consecuencias radiológicas para las personas -trabajadores de las instalaciones correspondientes y miembros del público en general- requiere la realización de estudios de seguridad como parte del proceso de toma de decisiones para aceptar o rechazar una instalación, desde el punto de vista de la seguridad.

No hay acuerdo universal acerca de las filosofías y metodologías de seguridad en que estos estudios se fundamentan, por lo que diferentes países hacen diferentes estudios de seguridad, aún tratándose de instalaciones análogas. No obstante, tales estudios requieren contar con criterios de aceptación del riesgo radiológico que permitan evaluar los respectivos riesgos radiológicos asociados a las instalaciones de interés, criterios que, consecuentemente, resultan diferentes entre sí.

6. CRITERIOS DE ACEPTACIÓN DEL RIESGO RADIOLÓGICO

A continuación se verán algunos de los criterios de aceptación del riesgo radiológico que fueron desarrollados con este fin.

6.1 Línea Límite de Farmer

En el año 1967, F.R. Farmer propuso un criterio de aceptación cuyos conceptos fundamentales subyacentes, inauguraron lo que podría llamarse la “era probabilística” de la seguridad nuclear.

El criterio establece un límite al riesgo individual de miembros del público potencialmente expuestos a un accidente radiológico, en relación con una instalación (central nuclear) de interés.

Define al riesgo como sigue: $R = F.C$

donde:

F [año $^{-1}$] es la frecuencia de ocurrencia de una dada secuencia accidental potencial, y

C [curie] es la actividad del I^{131} contenido en los productos de fisión liberados, si ocurriese la secuencia accidental.

Como en una instalación, en general, pueden concebirse k secuencias accidentales potenciales resulta, de lo anterior, que a la j-ésima secuencia accidental potencial de una instalación de interés, le corresponde una triupla:

R_i - F_i - C_i con $1 \leq j \leq k$.

El criterio establece que ninguna de las k secuencias accidentales potenciales de la instalación bajo estudio debe tener un riesgo asociado R_j que supere a un riesgo límite R_0 para que tal instalación sea aceptada desde el punto de vista de la seguridad. El riesgo límite es R_0 = 1curie/año.

Graficando la función $F = \frac{R}{C} = f(C)$ en un plano log-log (tomando a R como parámetro y haciendo $R=R_0$) se tiene la línea límite originalmente propuesta por Farmer en la época citada.

LINEA LÍMITE DE FARMER

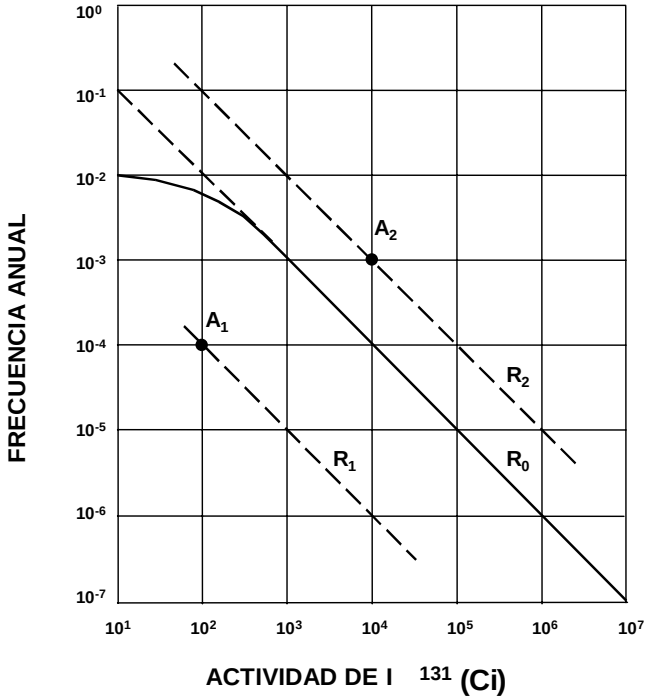


Figura 1

De acuerdo a lo expresado, la línea límite original resulta ser una línea de riesgo constante e igual a R_0 con una pendiente de valor -1 en el plano log-log.

Si en la función F= f(C) se toma $R < R_0$ se tendrán líneas de riesgo constante cuyos valores de R asociados, no superan el límite admitido; si en cambio se toma $R > R_0$ ocurre lo contrario.

Como, por otra parte, la j-ésima secuencia accidental potencial asociada a una instalación bajo estudio está representada en la Figura N°1 por un punto A_i de coordenadas [F_i - C_i] resulta que si por A_i pasa una línea de riesgo $R_i < R_0$ tal secuencia accidental le corresponde un riesgo menor que el límite, y por lo tanto la secuencia es aceptable desde el punto de vista de la seguridad; en caso contrario no lo es. Se tienen, entonces, dos regiones en el plano log-log separadas por la línea límite, tales que la inferior es una región aceptable desde el punto de vista del riesgo radiológico, mientras que la superior no lo es.

Por ejemplo (ver **Figura 1**) supóngase tener una instalación modelada por dos secuencias accidentales:

- la secuencia S_1 representada por A_1 [$F_1=10^{-4}$ año^{-1}; $C_1=10^2$ curie] y
- la secuencia S_2 representada por A_2 [$F_2=10^{-3}$ año^{-1}; $C_2=10^4$ curie]

puede verse que S_1 tiene asociado un riesgo $R_1= 10^{-2}$ curie/año puesto que A_1 se sitúa sobre la línea que corresponde a este riesgo (lo que puede verificarse teniendo en cuenta que $R_1= F_1$. $C_1 = 10^{-4}$ x 10^2 curie/ año = 10^{-2} curie/ año); en cambio la secuencia representada por A_2 tiene asociado un riesgo R_2= 10 curie/año, por razones análogas a las anteriores.

Como $R_1 = 10^{-2}$ curie/año < 1curie/año en tanto que $R_2 = 10$ curie/año>1curie/año resulta que la primera secuencia accidental es aceptable pero la segunda no.

La hipotética instalación -de acuerdo al criterio de Farmer- no es, entonces, aceptable. Para que fuese aceptable, también debería ser $R_2 \leq$ 1curie/año lo que podría lograrse mediante modificaciones de diseño u operación introducidas a la instalación original, siempre que las características de ésta lo permitan.

La línea límite de Farmer original experimentó, posteriormente, diversas modificaciones una de las cuales se muestra en la Figura 1 como una línea de trazo continuo; esta línea límite coincide con la original excepto en su tramo superior, el que es curvo y aplanado. Este tramo -que surge de una limitación que se impone a la función F= f(C) en el plano log-log- no corresponde a un riesgo constante y se justifica porque no es deseable tolerar instalaciones en las cuales podrían ocurrir frecuentes accidentes, aún cuando sus implicancias radiológicas fuesen poco significativas.

6.2 Criterio de la Simple y Doble Falla

El criterio de la simple y doble falla -de origen canadiense- considera que en una instalación (central nuclear o reactor de investigación) pueden definirse dos categorías de fallas, a saber:

- falla simple: falla que ocurre en uno cualquiera de los sistemas de proceso de la instalación.
- falla doble: fallas simultáneas que ocurren la una en uno cualquiera de los sistemas de proceso de la instalación y la otra en uno cualquiera de los sistemas de seguridad de la misma.

Para cada categoría de falla, se admiten una máxima frecuencia de fallas y máximas dosis individuales y colectivas.

Tales valores máximos se expresan en la siguiente tabla:

Categoría	**Frecuencia máxima admitida**	**Condiciones meteorológicas supuestas**	**Dosis individual máxima admitida**	**Dosis colectiva máxima admitida**
Falla simple	1 en 3 años	La peor condición local o en su defecto la condición f de Pasquill	$5x10^{-3}$ Sv (cuerpo entero) $3x10^{-2}$ Sv (tiroides)	10^2 Sv-hombre 10^2 Sv-tiroides
Falla doble	1 en 3000 años	La peor condición local o en su defecto la condición f de Pasquill	0,25 Sv (cuerpo entero) 2,5 Sv (tiroides)	10^4 Sv-hombre 10^4 Sv-tiroides

Según este criterio, para que una instalación de interés resulte aceptable desde el punto de vista de la seguridad, las frecuencias de las eventuales fallas simples o dobles que en la misma pudieran ocurrir así como las correspondientes consecuencias radiológicas (dosis individuales y colectivas) de estas fallas en la población, no deben superar los respectivos valores indicados.

6.3 CRITERIO DE ACEPTACIÓN ARGENTINO

La Autoridad Regulatoria Nuclear de la Argentina ha establecido un criterio de aceptación que se basa en la concepción probabilística del riesgo radiológico individual y que emplea la

filosofía subyacente del sistema de limitación de dosis usado con fines de protección radiológica, recomendado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (acrónimo en Inglés: ICRP).

El objetivo del criterio es limitar el riesgo individual asociado a exposiciones potenciales, a valores del mismo orden de magnitud que el riesgo individual asociado a las exposiciones normales que ocurren corrientemente en las instalaciones o prácticas.

El criterio establece que en el diseño u operación de una instalación o de una práctica, se debe prevenir la ocurrencia de accidentes así como mitigar sus consecuencias radiológicas en el caso de que éstas ocurran, tanto para miembros del público como para los trabajadores correspondientes.

Para estimar el riesgo se debe identificar el conjunto de secuencias accidentales previsibles con implicancias radiológicas para miembros del público o para los trabajadores -según corresponda- y, posteriormente, se debe calcular las probabilidades anuales de ocurrencia de tales secuencias, así como las dosis efectivas en el grupo crítico del público o en el trabajador más expuesto -según sea el caso- resultantes de las respectivas exposiciones potenciales.

En el caso del público, al calcularse las dosis efectivas se debe tener en cuenta las condiciones meteorológicas y su probabilidad de ocurrencia y no se debe tener en cuenta, en cambio, la eventual aplicación de contramedidas.

También el criterio dice que puede simplificarse el tratamiento de las secuencias accidentales eligiendo a una secuencia accidental para representar a un grupo de ellas. En este caso debe seleccionarse aquella secuencia accidental que dé lugar a la peor consecuencia radiológica de las del grupo, y su probabilidad anual de ocurrencia resultará de la suma de las probabilidades anuales de ocurrencia de las secuencias accidentales que componen el grupo.

La identificación de las secuencias accidentales y el cálculo de las probabilidades anuales de ocurrencia se efectúan aplicando las técnicas del árbol de eventos y del árbol de fallas, lo que incluye la utilización de métodos adecuados para la determinación exhaustiva de los eventos iniciantes a considerar. El análisis debe tener en cuenta todas las fallas previsibles (incluyendo las fallas dependientes) las acciones humanas, los procedimientos de mantenimiento y prueba de dispositivos, etc.; además, los parámetros de confiabilidad (tasas de fallas, tiempos de operación, etc.) que se refieran tanto a sistemas tecnológicos como a acciones humanas y que se necesiten para estos cálculos deben obtenerse experimentalmente cuando sea posible o, en su defecto, validarse o justificarse con fundamento.

Finalmente, el criterio establece que para el caso de accidentes con consecuencias radiológicas para el público, ninguna secuencia accidental debe tener una probabilidad anual de ocurrencia que graficada en función de la dosis efectiva, resulte en un punto ubicado en la zona no aceptable de la “curva criterio para el público” (ver **Figura 2**); de igual manera establece que para el caso de accidentes con consecuencias radiológicas para los trabajadores, ninguna secuencia accidental debe tener una probabilidad anual de ocurrencia que graficada en función de la dosis efectiva, resulte en un punto ubicado en la zona no aceptable de la “curva criterio para los trabajadores” (ver **Figura 3**).

Si en el caso del público o de los trabajadores el número N de secuencias accidentales fuese mayor que 10, los valores de la escala de ordenadas de la respectiva “curva criterio” deben ser divididos por la relación N/10 antes de graficar a cada punto representativo de cada una de las secuencias de que se trate.

CURVA CRITERIO PARA EL PÚBLICO

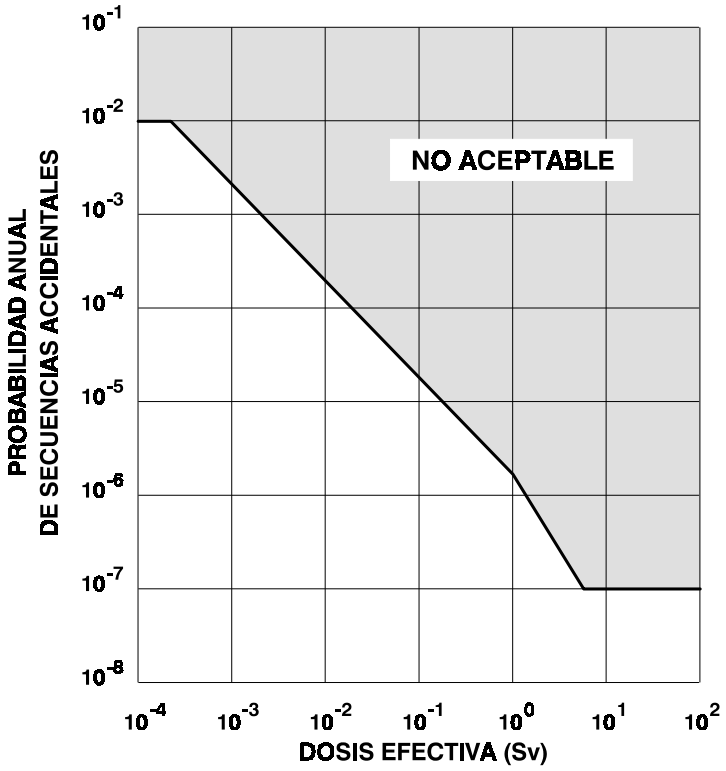


Figura 2

CURVA CRITERIO PARA LOS TRABAJADORES

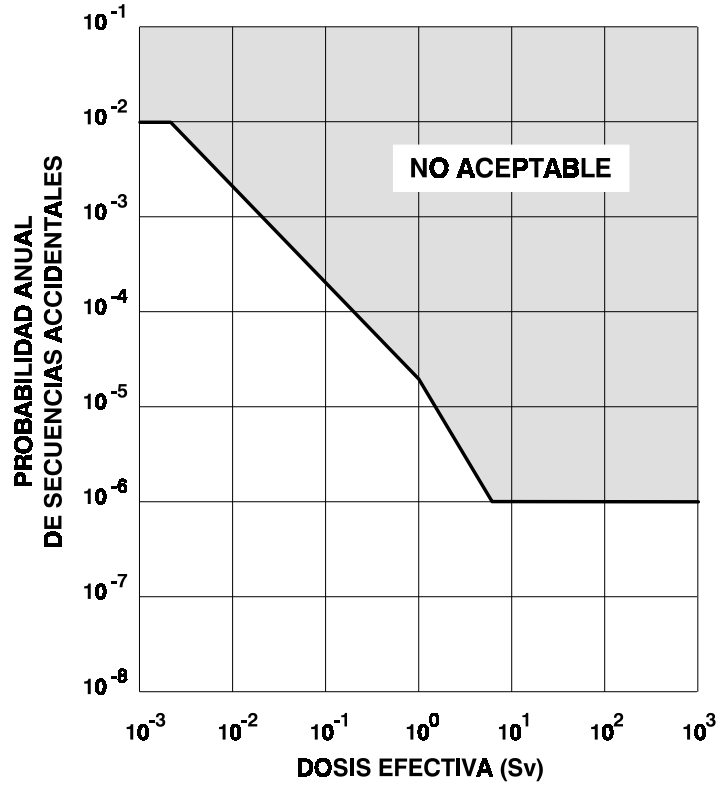


Figura 3

Las dos curvas criterio presentadas se aplican, entonces, la una a la evaluación de los eventuales accidentes radiológicos que involucren al público y la otra a los que involucren a los trabajadores. En ambas curvas se utiliza el concepto de riesgo individual y se imponen sendos límites a los valores de tales riesgos.

El criterio de aceptación argentino define técnicamente al riesgo individual como la probabilidad de que en un dado período, un individuo se exponga accidentalmente a radiaciones ionizantes y fallezca debido a tal exposición.

Siendo los sucesos:

X= “exposición” y

F = “fallecimiento atribuible a la exposición”

el riesgo individual R asociado a un accidente radiológico potencial es, por definición:

$$R = P(X \bullet F)$$

siendo $X \bullet F$ el suceso intersección de los sucesos “exposición” y “fallecimiento atribuible a la exposición”.

Teniendo en cuenta que

$$P(X \bullet F) = P(X) \, . \, P(F / X)$$

resulta

$$R = P(X) \, . \, P(F / X)$$

siendo

P(X) : la probabilidad de exposición del individuo, incurriendo en una dosis efectiva E.

P(F / X) : la probabilidad de fallecimiento atribuible del individuo, después de haberse expuesto y por ende incurrido en una dosis efectiva E.

La probabilidad P(X) depende de diversos factores como, por ejemplo, las características tecnológicas de la instalación o práctica de que se trate, las peculiaridades del emplazamiento (topogáficas, meteorológicas, etc.) la ubicación de las personas (público o trabajadores) asociadas, etc.

La probabilidad condicional P(F / X), en cambio, es función de la dosis E incurrida por el individuo expuesto; es decir:

$$P(F / X) = f(E)$$

Esta probabilidad aumenta al principio de manera lineal en el dominio de dosis de hasta 1 Sv aproximadamente -con una pendiente $\alpha \cong 5 \times 10^{-2}$ Sv^{-1}- y luego de manera empinadamente sigmoidea para dosis mayores que 1 Sv hasta alcanzar valores cercanos a la unidad para dosis del orden de 6 Sv o mayores.

Resulta, entonces, que el riesgo individual puede expresarse como sigue:

$$R = P(X) \, . \, P(F / X) = P(X) \, . \, f(E)$$

En relación con una instalación o práctica, en general pueden ocurrir N secuencias accidentales cada una de las cuales tiene asociado un riesgo individual dado; así, a la j-ésima secuencia accidental le corresponde un riesgo:

$$R_j = P(X_j) \cdot f(E_j)$$

Suponiendo que la ocurrencia de una cualquiera de las N secuencias accidentales excluye la ocurrencia de las otras (secuencias accidentales disjuntas) el riesgo individual total R_T asociado a las N secuencias accidentales puede calcularse con la siguiente relación:

$$R_T = \sum_N R_j$$

de la cual se tiene:

$$R_T = \sum_N P(X_j) \cdot f(E_j)$$

De acuerdo a lo expresado oportunamente, el criterio de aceptación argentino limita el riesgo individual asociado a exposiciones potenciales, al mismo orden de magnitud que el riesgo individual asociado a exposiciones normales, empleando la filosofía subyacente del sistema de limitación de dosis recomendado por el ICRP. Siguiendo estas recomendaciones y teniendo en cuenta, además, las limitaciones de las metodologías empleadas para evaluar la seguridad (v.g. el Análisis Probabilístico de Seguridad) la Autoridad Regulatoria Nuclear ha limitado el riesgo radiológico individual en el caso del público, al valor $R_T = 10^{-6}$ por año (valor correspondiente al grupo crítico del público) y en el caso de los trabajadores, al valor $R_T = 10^{-5}$ por año (valor correspondiente al trabajador más expuesto).

También la Autoridad Regulatoria Nuclear estima que con N=10 secuencias accidentales se contempla todos los accidentes potenciales significativos de una instalación o práctica; si fuese N<10 pueden igualmente utilizarse las “curvas criterio” antes mostradas sin modificación alguna, ya que esta situación es más conservativa, a favor de la seguridad, que para el caso de N=10; en cambio si N>10, los valores de la escala de ordenadas de las “curvas criterio” deben ser divididos por la relación N/10 antes de graficar a los puntos representativos de las secuencias accidentales de que se trate.

Considerando, entonces, N=10 y $R_T = 10^{-6}$ por año para el público o $R_T = 10^{-5}$ por año para los trabajadores, y dado que tanto para el público como para los trabajadores se cumple la relación:

$$R_T = \sum_N R_j$$

se adopta como valor máximo para la contribución R_j de cada accidente radiológico potencial al riesgo total R_T, el valor $R_j = 10^{-7}$ por año para el caso del público y el valor $R_j = 10^{-6}$ por año para el caso de los trabajadores; con estos valores de los R_j no se exceden los límites previos de $R_T = 10^{-6}$ por año para el público o $R_T = 10^{-5}$ por año para los trabajadores, respectivamente (puede corroborarse ahora lo antes afirmado sobre las situaciones en las que el número de secuencias accidentales es N<10 ó N>10).

Retomando la expresión genérica del riesgo:

$$R = P(X) \cdot f(E)$$

puede verse que considerando a P(X) y E como variables y a R como un parámetro, se tiene la función:

$$P(X) = \frac{R}{f(E)}$$

Adoptando para el público $R = 10^{-7}$ por año y para los trabajadores $R = 10^{-6}$ por año, resultan las funciones:

$$P(X) = \frac{10^{-7}}{f(E)} \qquad \text{y} \qquad P(X) = \frac{10^{-6}}{f(E)}$$

Graficando estas funciones en sendos planos “probabilidad - dosis” (log-log) se tienen las “curvas criterio” para el público y los trabajadores, respectivamente, antes mostradas (ver Figuras 2 y 3).

Ambas curvas son relaciones entre la probabilidad anual de ocurrencia de una exposición potencial y la correspondiente dosis efectiva incurrida por el individuo más expuesto (grupo crítico en el caso del público, o trabajador más expuesto en el caso de los trabajadores).

En ambas “curvas criterio” se distinguen 4 tramos, a saber:

- un tramo horizontal superior: estos tramos -que resultan de truncar las funciones anteriores en el valor $P(X) = 10^{-2}$- indican que la Autoridad Regulatoria Nuclear no acepta instalaciones o prácticas donde podrían ocurrir accidentes radiológicos con probabilidades elevadas, independientemente de las dosis involucradas.

- un primer tramo oblicuo: estos tramos -con pendiente negativa de 45° en el plano log-log- corresponden al dominio de dosis en el cual f(E) es lineal con una pendiente $\alpha \cong 5 \times 10^{-2}\ Sv^{-1}$.

- un segundo tramo oblicuo: estos tramos corresponden al dominio de dosis en el cual f(E) es sigmoidea, lo que en rigor implicaría que estos tramos también fuesen sigmoideos en el plano log-log; sin embargo la Autoridad Regulatoria Nuclear, por simplicidad, decidió aproximarlos (de manera conservativa) por sendas rectas trazadas en el plano log-log tal como se indica en las Figuras 2 y 3.

- un tramo horizontal inferior: estos tramos corresponden al dominio de dosis en el cual $f(E) \cong 1$ (dosis del orden de 6 Sv o mayores).

De lo visto hasta aquí surge que las “curvas criterio” pueden considerarse curvas “isorriesgo”[(1)] en todos sus tramos excepto en los tramos horizontales superiores, porque todos los puntos de los tramos oblicuos y de los tramos horizontales inferiores tienen asociados valores de riesgo constantes cuales son 10^{-7} para el público y 10^{-6} para los trabajadores; los puntos de los tramos horizontales superiores, en cambio, tienen asociados valores de riesgos menores que 10^{-7} o 10^{6} - según se trate de público o trabajadores - por lo que si bien no son tramos “isorriesgo”, la situación es conservativa a favor de la seguridad.

Las “curvas criterio” limitan, en sus respectivos planos “probabilidad - dosis”, dos regiones identificadas como “aceptable” y “no aceptable” (ver Figuras 2 y 3).

Todos los puntos de las regiones “aceptable” tienen asociados valores de riesgo menores que 10^{-7} o 10^{-6} (según se trate de público o trabajadores), mientras que los puntos de las regiones “no aceptable” tienen asociados respectivos valores de riesgo mayores. En efecto; si para el caso del público en la función:

$$P(X) = \frac{R}{f(E)}$$

se asignan a R valores tales que $R < 10^{-7}$ se tendrán curvas “isorriesgo” que se sitúan en la zona “aceptable”; si en cambio se toma $R > 10^{-7}$ se tendrán curvas “isorriesgo” situadas en la zona “no aceptable”; para el caso de los trabajadores la situación es análoga, salvo que se toma $R < 10^{-6}$ o $R > 10^{-6}$. Asimismo, todas las curvas “isorriesgo” están truncadas en el valor $P(X) = 10^{-2}$.

En las “curvas criterio”, cada accidente radiológico potencial de una instalación o práctica está representado por un punto A_j (con $1 \leq j \leq N$) cuyas coordenadas son $[\ P(X_j) - E_j\ ]$. Entonces, si

(1) Término propuesto por el presente autor.

para el caso del público se tienen N_p secuencias accidentales y para el caso de los trabajadores N_t secuencias accidentales, se tendrán, a su vez, una "constelación" de N_p puntos A_j y otra de N_t puntos A_j constelaciones éstas que pueden representarse en los planos de las respectivas "curvas criterio".

Si en el caso del público (trabajadores) un punto A_i se sitúa en la zona "aceptable", significa que por él pasa una curva "isorriesgo" de riesgo $R_i \leq 10^{-7}$ (10^{-6}) y por lo tanto la secuencia accidental asociada es admisible desde el punto de vista de la seguridad; en caso contrario no lo es.

A modo de ejemplo considérese una hipotética central nuclear, para la cual -según la norma AR 3.1.3 "Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes en Centrales Nucleares" de la Autoridad Regulatoria Nuclear- corresponde sólo aplicar la "curva criterio" para el público.

De acuerdo al criterio de aceptación argentino la central es aceptada -desde el punto de vista de la seguridad- sólo si todos los puntos A_i, al ser graficados, se encuentran dentro de la zona "aceptable" (puesto que de esta manera no se supera el riesgo total $R_T \leq 10^{-6}$ en un año); en cambio si uno o más puntos A_i se ubican en la región "no aceptable", entonces la central es rechazada.

Así, si la hipotética central estuviese modelada por los siguientes accidentes potenciales:

- la secuencia S_1 representada por A_1 [$P(X_1) = 10^{-4}$; $E_1 = 2x10^{-2}$ Sv]
- la secuencia S_2 representada por A_2 [$P(X_2) = 10^{-5}$; $E_2 = 3x10^{-3}$ Sv]
- la secuencia S_3 representada por A_3 [$P(X_3) = 5x10^{-6}$; $E_3 = 10^{-1}$ Sv]
- la secuencia S_4 representada por A_4 [$P(X_4) = 4x10^{-4}$; $E_4 = 10^{-3}$ Sv]
- la secuencia S_5 representada por A_5 [$P(X_5) = 5x10^{-5}$; $E_5 = 2{,}5x10^{-1}$ Sv]
- la secuencia S_6 representada por A_6 [$P(X_6) = 6x10^{-7}$; $E_6 = 2$ Sv]

entonces la constelación de puntos A_j sería:

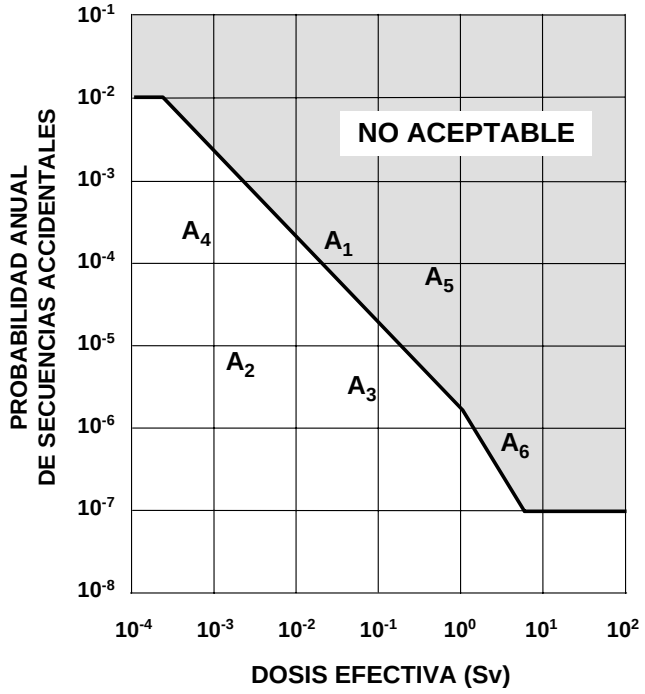


Figura 4

Puede verse, en la **Figura 4**, que los puntos A_1 y A_6 se encuentran sobre la "curva criterio", que los puntos A_2 A_3 y A_4 se ubican dentro de la zona "aceptable" y que, en cambio, el punto A_5 se sitúa en la zona "no aceptable"; por lo tanto, todas las secuencias accidentales son aceptables, excepto la S_5.

Por esta razón -y de acuerdo al criterio de aceptación argentino- la hipotética central nuclear debe ser rechazada. Para que fuese aceptada sería necesario "introducir" al punto A_5 también dentro de la zona "aceptable", lo que se lograría modificando los valores de $P(X_5)$ o de E_5; esto, a su vez, puede lograrse obrando sobre las causas que inciden en estos valores como, por ejemplo, efectuando modificaciones de diseño u operación a la central original (agregando o mejorando algún sistema de seguridad, reentrenando a operadores con mayor frecuencia, etc.).

Ocasionalmente, podría ocurrir que se tuviese una constelación de puntos A_j tal que $R_T \leq 10^{-6}$ y sin embargo la central nuclear correspondiente no cumpliría el criterio de aceptación argentino.

Por ejemplo, si se tuviesen solo tres accidentes potenciales A_1 , A_2 y A_3 con riesgos asociados $R_1 = 3 \times 10^{-8}$, $R_2 = 10^{-7}$ y $R_3 = 6 \times 10^{-7}$ resultaría:

$$R_T = \sum_N R_j = R_1 + R_2 + R_3 = 3 \times 10^{-8} + 10^{-7} + 6 \times 10^{-7} = 7{,}3 \times 10^{-7} < 10^{-6}$$

no obstante, como el punto A_3 se encuentra en la zona "no aceptable" de la "curva criterio" para el público, la instalación debe ser rechazada a pesar de que $R_T < 10^{-6}$; nuevamente, para tornarla aceptable debería "introducirse" al punto A_3 tal como se indicó.

El último ejemplo muestra, una vez más, cuán conservativo es el criterio de aceptación argentino en lo que a la seguridad se refiere.

En resumen, el criterio de aceptación argentino permite tomar decisiones no solo en el sentido de aceptar o rechazar a una central nuclear desde el punto de vista de la seguridad, sino también en el sentido de cómo modificarla para tornarla aceptable, en el caso de resultar inicialmente rechazada; esta propiedad del criterio alcanza, obviamente, a otras instalaciones o prácticas pertinentes.

Existen situaciones donde corresponde utilizar conjuntamente las "curvas criterio" para el público y para los trabajadores como es el caso, por ejemplo, de un reactor de investigación (ver la norma AR 4.1.3 "Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes" de la Autoridad Regulatoria Nuclear). En este ejemplo, el reactor de investigación es aceptado sólo si todos los puntos A_j de las constelaciones del público y de los trabajadores se ubican en las respectivas zonas "aceptable" de las "curvas criterio" correspondientes. Basta que uno o más puntos en cualquier curva o en ambas se sitúen en las zonas "no aceptable" para que la instalación sea rechazada; en el caso de ser rechazada se puede proceder -sobre una cualquiera o ambas curvas- como ya se explicó, para lograr que la instalación sea aceptable.

BIBLIOGRAFÍA

1. Beninson, D.J.; "Present Bases of Radiation Safety"; Lecture given at the Nuclear Safety Centre, Japan Atomic Energy Research Institute ; Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan; 1990.

2. Beninson, D.J.; "Criterios de Radioprotección en el Caso de Eventos Disruptivos Probabilísticos"; REPO-17 CNEA NT49/85; Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires; Argentina; 1985.

3. Beninson, D.J. and Lindell, B.; "Critical View on the Application of some Methods for Evaluating Accident Probabilities and Consequences"; Proceedings of the Conference on Current Nuclear Power Plant Safety Issues; IAEA-CN-39/4; Stockholm; Sweden; 1980.

4. Chiossi, C.E.; “An Application of the Argentine Criterion Curves to Research Reactors”; International Atomic Energy Agency; Technical Committee Meeting on the “Use of Probabilistic Safety Criteria”; Vienna; Austria; 1988.

5. Felizia, E.R.y Chiossi C.E.; “Criterios Probabilísticos de Seguridad Nuclear”; Boletín N° 14; Sociedad Argentina de Radioprotección; Buenos Aires; Argentina; 1988.

6. González, A.J.; “The Regulatory use of Probabilistic Safety Analysis in Argentina”; Proceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety; Chicago; USA ; 1982.

7. Autoridad Regulatoria Nuclear; Normas Regulatorias: AR 10.1.1. “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, AR 3.1.3. “Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes en Centrales Nucleares”, AR 4.1.3 “Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes”; Buenos Aires; Argentina; 1997.

8. EPRI; “German Risk Study - Main Report. A Study of the Risk Due to Accidents in Nuclear Power Plants” EPRI NP-1804-SR Special Report; 1981.

9. IAEA; “Probabilistic Safety Criteria at the Safety Function/System Level; IAEA TECDOC - 523; 1989.

10. IAEA; “Potential Exposure in Nuclear Safety”; INSAG SERIES N°9; 1995.

11. ICRP; “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”; ICRP Publication N° 60; Pergamon Press; 1991.

12. ICRP; “Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework”; ICRP Publication N° 64; Pergamon Press; 1993:

13. UKAEA; “Nuclear Reactor Safety”; Edited by F.R. Farmer; Academic Press, New York; 1977.

14. USNRC; “Reactor Safety Study. An Assessment of Accident in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”; WASH - 1400 (NUREG - 75/014); 1975.

La documentación bibliográfica en la Autoridad Regulatoria Nuclear

Carregado, M.A.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

LA DOCUMENTACIÓN BIBLIOGRÁFICA EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Carregado, M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

La búsqueda en materia de información nuclear, en la década de 1990, se vio ampliamente facilitada por los medios computacionales. De estos medios deben tomarse los mejores recursos, para hacer más fácil y fructífera la recuperación de la información.

El Centro de Información (C.I.) - Sector Ezeiza cuenta con los medios necesarios para satisfacer requerimientos, en materia bibliográfica, de científicos, profesionales y técnicos, que desarrollan sus tareas en la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de la República Argentina. El C.I.- Sector Ezeiza posee una biblioteca, una sala de lectura y un sector de apoyo automatizado. Además, cuenta con un importante caudal bibliográfico en el que se basa para realizar las búsquedas de información.

El C.I. - Sector Ezeiza comenzó su actividad en 1966 como una pequeña biblioteca especializada. En la actualidad, cuenta con un gran acervo bibliográfico, específico en protección radiológica y seguridad nuclear, con el cual no sólo brinda apoyo al personal en el área regulatoria de la ARN, sino también a usuarios externos de la institución, que utilizan información documental sobre seguridad radiológica y nuclear.

MATERIAL BIBLIOGRÁFICO

El acervo de material bibliográfico que posee el C.I. - Sector Ezeiza es muy diverso, cuenta con: publicaciones periódicas, libros, informes, artículos, microfichas, normas, bases de datos en CD-ROM, etc.

Se estiman:

Títulos de publicaciones periódicas	180
Microfichas	30.000
Libros	4.500
Informes impresos en papel	5.000
Artículos primarios	8.000
Normas regulatorias	1.500
Bases de Datos en CD-ROM	10

BASES DE DATOS PROPIAS

El C.I. - Sector Ezeiza cuenta con bases de datos propias, todas ellas bajo el programa MicroISIS de la UNESCO. Estas bases son utilizadas para la incorporación y recuperación del material bibliográfico, que es recibido en el C.I.

Entre las principales bases de datos propias, algunas de ellas creadas recientemente, caben mencionar las siguientes:

Base de Datos “BIBREG”, para el ingreso de libros, informes, memorias anuales, etc.

Base de Datos “PENTES”, para la incorporación y recuperación de las publicaciones periódicas ingresadas en el C.I.

Base de Datos “MAC”, formada por todos los informes (NUREG) elaborados por la Nuclear Regulatory Commission de los Estados Unidos de América.

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 solicitados a instituciones internacionales, como así también los trabajos científicos y técnicos elaborados por profesionales que hayan integrado el área de protección radiológica y seguridad nuclear.

BASES DE DATOS EN CD-ROM

Una de las más importantes fuentes para la recuperación de información son las bases de datos; muchas de ellas contenidas en discos compactos, permiten la realización de búsquedas bibliográficas automatizadas.

Las bases de datos en CD-ROM más utilizadas por el C.I.-Sector Ezeiza, son las siguientes:

INIS: Base de datos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Contiene información desde 1970 a la fecha, sobre la utilización de la energía atómica con fines pacíficos, seguridad y como evitar los riesgos.

NUCLEAR SCIENCE ABSTRACTS: Base de Datos producida por el Departamento de Energía de los Estados Unidos (D.O.E., U.S.), conteniendo información sobre tecnología y ciencia nuclear, desde 1948 hasta 1976.

NUCLEAR REGULATORY LIBRARY: Dicha base contiene información de gran importancia en el área regulatoria nuclear. Esta información incluye: boletines, circulares, noticias, guías regulatorias,

informes NUREG, reportes de licencias e inspecciones, todas ella pertenecientes a la Nuclear Regulatory Commission (N.R.C.). Además, posee casi la totalidad del Code of Federal Regulations de los Estados Unidos de América.

MEDLINE: Base de datos de la National Library of Medicine, que abarca desde 1966 hasta la fecha. Es considerada la primera fuente de literatura biomédica. Contiene información de gran importancia para la investigación en el campo de la medicina, y en el caso específico, de la radiopatología y la medicina radiosanitaria.

POLTOX: Base de datos producida por Cambridge Scientific Abstracts, en cooperación con el International Food Information Service y la U.S. National Library of Medicine. Contiene información recopilada desde 1966 hasta 1997, sobre los temas de polución y toxicología, contando con repertorios que proveen una cobertura global en aplicaciones científicas, industriales y sociales.

BIOLOGICAL ABSTRACTS (BIOSIS): Base de datos bibliográfica que cuenta con información desde 1995 a 1997. Esta base de datos cubre literatura mundial referida a ciencias de la vida, y es una herramienta muy útil para la investigación en el área biomédica y biológica.

BASE DE DATOS ARCAL X: Base de datos compilada por el Centro de Información del CNEN-BRASIL. Esta base de datos constituye el Catálogo Colectivo de Publicaciones Seriadas en el Área Nuclear de América Latina y el Caribe, siendo el principal instrumento de localización de revistas de una red de cooperación bibliográfica, formada por todos los países de América Latina.

NORMAS - INFORMES

Un centro de información de una autoridad regulatoria en el ámbito nuclear debe contar, fundamentalmente, con normas e informes propios, y además de los publicados por otras instituciones en el exterior, para satisfacer las necesidades de sus usuarios, como así también para el cumplimiento de tareas relevantes asignadas.

El C.I-Sector Ezeiza, posee entre sus normas e informes, las que a continuación se detallan:

- NUREG (Informes de la NRC-Nuclear Regulatory Commission, U.S.)
- REGULATORY GUIDES (Guías Regulatorias de NRC U.S.)
- INFO (Informes de la Atomic Energy Control Board, CANADA)
- NRPB (Informes de la National Radiological Protection Board, U.K.)
- ANSI/ANS (Normas de la American Nuclear Society, U.S.)
- IEEE (Normas del Institute of Electrical and Electronics Engineers, U.S.)

RECURSOS INTERNET

Muchas instituciones científicas colaboran con la gran red de redes INTERNET, incorporando páginas de web que facilitan las búsquedas de información, y además, permiten acceder a bibliotecas virtuales de instituciones en el exterior.

A continuación se detallan direcciones de Internet de gran utilidad para la búsquedas bibliográficas:

Nuclear Regulatory Commission	*http://www.nrc.gov/nrc.html*
Uncover	*http://uncweb.carl.org:80/cgi-bin/unCover*
International Atomic Energy Agency	*http://www.iaea.or.at/worldatom/publications/*
Localización de bilbiotecas en el mundo	*http://sunsite.Berkeley.EDU/Libweb/*
Atomic Energy Control Board	*http://www.ulysses.srv.gc.ca/aecb*
Publisher`s Catalogue Home Page	*http://www.lights.com/publisher/*
Environmental Protection Agency	*http://www.epa.gov/radiation/rpdpubs.htm*
Pacific Northwest Laboratory	*http://www.pnl.gov*
Free Medline	*http://www.ncbi.nlm.nih.gov/PubMed/medline.htm*
(Búsquedas en base de datos Medline)	
Los Alamos National Laboratory	*http://www.lanl.gov/external/index.html*
U.S. Departament of Energy	*http://www.doe.gov*

USUARIOS Y PEDIDOS DE INFORMACIÓN

La ARN cuenta con un plantel de 221 integrantes entre los cuales podemos citar profesionales y técnicos de las más variadas disciplinas.

Anualmente, el C.I.-Sector Ezeiza atiende, en promedio, 143 usuarios pertenecientes al área regulatoria. Del total de usuarios, el 41%, desarrollan tareas en los laboratorios del Centro Atómico Ezeiza, y el 59% restante, en el resto de los sectores de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Asimismo, se atiende a usuarios externos, provenientes de instituciones como: la Comisión Nacional de Energía Atómica de la República Argentina, la Universidad Nacional de Cuyo, la Universidad de Buenos Aires, el ABACC (Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares) y entidades extranjeras. Estos usuarios pueden requerir información como: búsquedas bibliográficas, artículos de publicaciones periódicas, informes, etc.

Desde 1980, y en forma continua, el CI-Sector Ezeiza asiste en materia bibliográfica a estudiantes argentinos y extranjeros, durante los cursos de capacitación y perfeccionamiento realizados en la ARN para profesionales y técnicos, como el Curso de Post-grado y el Curso de Técnicos, ambos en Protección Radiológica y Seguridad nuclear.

El C.I.-Sector Ezeiza brinda a sus usuarios servicios que permiten la recuperación de documentos primarios. Para dicho fin, este centro posee los siguientes servicios, de los cuales se presenta una cantidad aproximada de pedidos anuales:

– *British Library (U.K.)*	*250 pedidos anuales*
– *INIS Clearinghouse) (O.I.E.A.)*	*150 " "*
– *NTIS - Nat.Techn.Inform.Serv.(U.S.)*	*20 " "*
– *HMSO (U.K.)*	*15 " "*

En el caso de búsquedas bibliográficas, los tiempos de recuperación de la documentación resultan dependientes de los servicios disponibles directamente en el Centro de Información o de las diferentes opciones de las que se cuentan. A continuación se detallan a modo de ejemplo las diferentes vías de recuperación y sus tiempos involucrados.

– *Vías de recuperación:*	*tiempo:*
– *Publicaciones existentes en la ARN*	*inmediato*
– *Publicaciones externas a la ARN y dentro de Argentina*	*vía fax: 10 min; otra vía: 1 día*
– *British Library (U.K.)*	*vía fax: 2 hs.; otra vía: 5 días*
– *Pedidos por e-mail a diferentes centros de información y recibido vía fax*	*1 día*
– *Pedidos por e-mail a diferentes centros de información y recibido vía aérea*	*10 días*
– *INIS Clearinghouse (OIEA)*	*10 días*
– *Pedidos por vía aérea a diferentes centros de información y recibido por vía fax*	*12 días*
– *Base ARCAL (América Latina)*	*15 días*
– *Pedidos y envíos por vía aérea*	*20 días*
– *NTIS (Nat. Techn. Inform. Serv.,U.S.)*	*1 mes*
– *HMSO (U.K.)*	*1 mes*

CONCLUSIÓN

Dadas las variadas fuentes de información existentes y los diferentes tipos de requerimientos de los usuarios, es necesario, para la rápida y eficiente recuperación de la información bibliográfica, disponer de todos los recursos expuestos a través de este trabajo. Esto hace posible el desarrollo y cumplimiento de tareas regulatorias de investigadores, profesionales y técnicos de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de la República Argentina.

REFERENCIA

1. Carregado, M.A. “El Centro de Información del Ente Nacional Regulador Nuclear”. 5$^{TO.}$ Congreso Argentino de Radioprotección. Santa Fe, Argentina, 6-9 sept.1995.

Towards a New System of Accounting of Nuclear Material

Maceiras, E.; Fernández Moreno, S.; Castro, L.B.; Saavedra, A.D.;
Mairal, M.L.; Valentino, L.I.; Vicens, H.E. y Llacer, C.D.

Presentado en: 39th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management (INMM).
Naples, EE. UU., 26-30 julio 1998

TOWARDS A NEW SYSTEM OF ACCOUNTING OF NUCLEAR MATERIAL

Maceiras, E.; Fernández Moreno, S.; Castro, L.B.; Saavedra, A.D.;
Mairal, M.L.; Valentino, L.I.; Vicens, H.E. y Llacer, C.D.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The Nuclear Regulatory Authority (ARN) of Argentina has, among other functions, to ensure the fulfilment of national nuclear regulatory standards and all international safeguards commitments assumed by Argentina, particularly those related to the accounting and control of nuclear materials. To fulfil this responsibility, national inspections and audits of the operator's accounting and measurement systems are carried out, generating a great deal of data to be processed and evaluated. To manage this information in an efficient way, the ARN has implemented a control system composed by three databases: SCMN, SIS and SOP, which interact amongst them. The objectives and functions of this integrated system and the achieved results to date are described in the present paper.

1. The Nuclear Regulatory Authority role regarding the guarantees of non-proliferation

The nuclear regulatory activities in Argentina are carried out by the "Nuclear Regulatory Authority" (ARN). To fulfil its responsibilities, the ARN has established a regulatory framework for all nuclear activities in connection with nuclear safety and radiological protection, physical protection and the guarantees of non-proliferation. In the field of the guarantees of non-proliferation, the ARN should ensure that nuclear materials and activities are not deviated to any unauthorised purpose and that they are performed in compliance with all international commitments assumed by Argentina. In this regard, the National Standard AR.10.14.1 outlines the general requirements of the State System of Accounting and Control of Nuclear Materials (SSAC) to ensure the above mentioned objectives.

The "Agreement between the Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy" (Bilateral Agreement) is in force since December 1991. To verify the fulfilment of its basic undertaking, Argentina and Brazil commit themselves to submit the whole of their nuclear material to the Common System of Accounting and Control of Nuclear Material (SCCC), being the Argentina - Brazil Accounting and Control Agency (ABACC), the bilateral agency for its application and administration.

The "Agreement between the Argentine Republic, the Federative Republic of Brazil, ABACC and the IAEA" (Quadripartite Agreement) was also signed in 1991 and entered into force on March 4, 1994. This full scope safeguards agreement (INFCIRC/435) is based on the SCCC and the guidelines established in INFCIRC/153. The "Initial Report" on all nuclear material was established in 31 March 1994, as the beginning inventory required by the Quadripartite Safeguards Agreement. The requirements of the accountancy system are established in the SCCC and in Code 10 of the Subsidiary Arrangements-General Part of the INFCIRC/435. At present, Argentina is in the process of concluding the "Facility Attachments" with ABACC and the Agency for each nuclear facility and LOFs subject to safeguards. These documents set down, among other issues, the configuration of each facility in terms of "Material Balances Areas" (MBA), "Key Measurements Points" (KMP), the description of the nuclear material and the inspection activities.

In addition, the SSAC contains provisions to comply with bilateral safeguards requirements usually included in the “Nuclear Co-operation Agreements”. These requirements are applicable not only to nuclear material but also to material, equipment and facilities.

2. Principal nuclear facilities in Argentina

The nuclear fuel cycle devoted to power generation comprises all facilities from uranium mining to nuclear power plants. The NPPs are the type of On Load Reactors using natural and low enriched uranium (less than 1%) as fuel and heavy water as coolant and moderator material. In addition, there are research reactors engaged in training and radioisotopes production and associated installations to produce the fuels and to support their research and development activities. Others facilities are research and analytical laboratories, storage of nuclear materials and critical facilities.

In summary, nuclear material, material and equipment are distributed in a total of 44 facilities and LOFs subject to the State System of Accounting and Control applied by the Nuclear Regulatory Authority.

3. State System of Accounting and Control (SSAC)

As mentioned before, the ARN has established a SSAC which includes an independent verification system based on national safeguards inspections and a centralised accounting database of all nuclear materials in all nuclear activities performed in Argentina. The national safeguards inspections are classified in routine (interim and physical inventory verifications) design information verification and other inspections (special, audits, etc.).

The National Inspection effort and frequency are established taking into account the type and complexity of the installation, the type and category of the nuclear material and the performance and adequacy of the operator’s accounting and control system. Examples of the performance evaluation are: the punctuality of the operator in submitting advance notifications and accounting reports, the absence of errors in the records and reports system, nuclear material traceability through all operating and accounting information kept at the facility, accuracy and precision of the facility’s measurement system. This component of the equation to determine the inspection effort is of a more qualitative nature.

The activities usually performed during national interim safeguards inspections are the auditing of the accounting and operating system, the verification of the quality of the operator’s control and measurements system and the independent verification of the quantities of nuclear material present at the facility. All the data collected during the inspections are gathered in an “Inspection Report” and used later on by the ARN to perform the corresponding evaluation.

Additionally, under the framework of the Bilateral and Quadripartite Safeguards Agreements, the ARN inspectors accompany ABACC and IAEA inspectors to ensure the successful accomplishment of their inspection activities.

To optimise the programming of the inspections and their evaluation and to improve the issuing and submission of the accounting reports, two computerised databases were implemented by the ARN:

- The System of Control of Nuclear Material (SCMN) aiming at centralise all safeguards accounting data, and,

- The System of Safeguards Inspections (SIS) to process all the national inspection data

Both systems were developed by a contractor and put into operation by the ARN in 1996. Regarding the SCMN, the software takes into account all the requirements arising from the safeguards agreements in force. Although the “Initial Inventory” of nuclear materials was established at the time of the entry into force of the full scope safeguards agreement, the start

up of the SCMN was made with the data of the “Initial Inventory” and subsequently updated on a monthly basis. All the information that fed the SCMN comes from the operator’s system of accounting and control of nuclear materials in the form of reports.

The centralisation of all the information allows checking the coherence and consistency of the accounting data among the different “Material Balance Areas”. After these checking, the ARN sends the accounting reports to ABACC and other relevant organisations.

On the other hand, in order to further improving the SSAC, the ARN considered very convenient that each nuclear facility maintains a computerised accounting database which would increase the quality of the operator’s accounting and control system. Firstly, the implementation of such software in all nuclear facilities would diminish the occurrence of errors in the records and reports and it will also allow the sending of reports by electronic means to the ARN. Secondly, it will facilitate the operator and ARN activities in terms of control and auditing of items and batches of nuclear material and the examination of records and reports. A contractor developed this software named “SOP” (“Operator’s System”) and the end of 1999 expects its implementation in all nuclear facilities.

4. Functions of the SCMN and SIS

Both databases are developed in FOX PRO for WINDOWS. They are able to work in a net in a multi-user way and it is possible to export data to calculation programs like EXCELL or MATHEMATICALS FOR WINDOWS for different applications. The databases allow assigning different profiles for each user. Starting from a zero level corresponding to the general administrator of the system (who manages all the functions of the database), a tree structure of profiles can be defined. Each user has assigned a profile that defines his level of accessibility to the database, a personal key word and his access only to pre-determined data. The so-called “general administrator” can also audit the use of the databases by each user.

Besides, each database has a consultation function that allows its intelligent interrogation, which permit to obtain, combine, export and regroup the information for different applications. This is one of the most important tools from the point of view of evaluation of the information. By applying logical operators to the different fields of the database and by combining several of those propositions, different sets of information may be exported to calculation programmes or printed out.

The SCMN allows defining new facilities with its corresponding MBAs, that may be configured in a way to fulfil the structure agreed in the corresponding Facility Attachment and the Design information. That is, to define the flow and inventory KMPs, the type and categories of nuclear material codes, the MBAs with which the facility can transfer nuclear materials, the quantity of decimals in the records and reports, postal address, etc.

The input data to SCMN are the accounting reports generated by the facilities for each Material Balance Area (MBA). These reports, MBR, ICR, PIL and Concise Notes follow the format specified in the Code 10 of the Subsidiary Arrangements-General Part of INFCIRC/435. These reports may be entered manually or magnetically. The reports are numbered automatically in a sequential form. The system automatic verifies the content and the structure of some of the fields of those records. For example, material type, inventory exchange code, chemical and physical forms, container, state of irradiation, all in accordance with the established code charts of the above mentioned Code 10 or the configuration of the MBA, as applicable. The software also verifies the coherence of the dates and the reported periods. Additionally, before the sending of the reports to ABACC, a matching of the whole domestic transfers between MBAs is also carried out automatically.

The system also verifies that the MBR are consistent with the consolidated data of the ICRs and the total sum of the PILs. The SCMN also allows knowing quickly for each MBA, the inventory at a certain date and the summing up of each inventory change occurred between two specified dates.

On the other hand, the SIS allows for each MBA and for a given inspection, the issuing of the Inspection Report forms. The most important forms are the ones used for: the accounting audit (VRA, VRB and VRC); the destructive and not destructive measurements and the list of seals forms.

The accounting form named VRB, contains the whole of inventory changes informed by the operator for each type of nuclear material. It is used to audit the operator's General Ledger and its source data . The form VRC must be completed by the inspector with the inventory changes from the date of the last ICR sent up to the date of the current inspection.

The accounting form VRA shows the inventory for each type of nuclear material at the date of the last inspection. By adding up the inventory changes recorded in VRB and VRC forms, the inventory at the date of the current inspection is obtained, which is compared for consistency with the inventory established in the operator's General Ledger.

If some discrepancies between the operator's records and the reports sent to ARN are found, the inspector in the corresponding form records it. Once the inspection is finished, all the gathered information is introduced in the SIS, which will automatically transfer all the discrepancies into the SCMN pending accounting list. The SIS also permits to know for each MBA the inspection effort carried out by ARN, ABACC and the IAEA and it automatically generates the notification of the inspections to the facilities.

Finally, the possibility of exporting data from the SIS in combination with the interrogation function, allows making statistical inferences. Examples are the analysis of the tendencies of the MUF for a given MBA, the study of the analytical results obtained from the samples and of the non-destructive measurements and its errors. It also permits the evaluation of the MUF for the material balance period. On the other hand, the SIS facilitates the assignment of the inspection duties and the distribution of human resources.

Both systems link to each other in different ways. The SIS takes from the SCMN the following information:

- configuration of facilities and MBAs,

- the inventory of nuclear material and the inventory changes for the VRA and VRB forms.

The accounting data in the VRC form of the SIS are stored in a list of "pending issues" of the SCMN. When the next ICRs, MBRs and PILs are charged in the SCMN, the records are automatically compared in order to discover errors or omissions.

5. Functions of the sop

The SOP is being tested in the ARN headquarters before its implementation at nuclear facilities. After a first evaluation of the SOP a field trial at certain bulk facilities and research reactors will be carried out for final evaluation. The SOP would allow controlling the management of the stock at any time (in terms of items and batches). The generation of the accounting records (e.g. General and Subsidiary Ledgers and Transfer Documents as well as the itemised physical inventory listing) is made automatically from the stock. Then, the accounting reports (ICR, MBR and PIL) are generated automatically from the stock and the accounting records.

The SOP input data are the "transfer of nuclear material form" between MBAs, other documentation used to establish the inventory changes (e.g. measured discards, burn up, nuclear production) and operational data that shows the stock movement. Based on these data, the system automatically generates the accounting records and reports. Therefore, the operator does not have access to change or alter the files.

6. Conclusions and forecast

The routine application of the SCMN matching function for the domestic transfers of nuclear material as well as the interaction between SCMN and SIS, has reduced significantly the errors in the reports sending to ABACC. Since the implementation of the SCMN, the accomplishment of the specific deadlines in sending the reports has improved dramatically .

The use of the SIS has improved the prompt evaluation of the inspection results and the allocation of human resources.

The links between SCMN and SIS have also permitted a more efficient identification and resolution of some inventory or accounting problems and discrepancies.

Once the SOP has been tested, the ARN will request its implementation in all nuclear facilities. The first step would be to load the initial stock of nuclear material for each facility. Depending on the features of the operator's accounting system, this entry may be done manually or automatically. The ARN together with the operator should analyse the implications of implementing the SOP at the facilities that already have software to control the operation of the plant. Probably, the automatic transfer of data will require the development of some additional software that links the output of existing software with the SOP.

The advantages of implementing the SOP in a way to permit the recording of all processes on real time at conversion and fabrication plants are being evaluated. The intention would be to set all the remote terminals at these facilities in an internal net allowing the automatic link of the process data with the SOP.

The main goal in the near future is to link SOP and SCMN via email or other appropriate means. That will certainly speed up the process of processing and issuing the reports. It is also expected that for certain facilities, that the ARN can remotely interrogate the SOP at any time.

Additionally, the ARN expects to send the accounting reports to ABACC Headquarters by E-mail in order to avoid any delay in the submission of information. The information should be encrypted and authenticated before its sending. To do this, the ARN and ABACC are considering alternatives protocols and the procedure to handle the information.

REFERENCES

1. Quadripartite Agreement, General Part Subsidiary Arrangements, Code 10.

2. National Standard AR 10.14.1. ARN. (1992).

3. Specification of the design of three databases, SCMN, SIS and SOP. ARN (1995).

4. SCMN, Manual for user. INVAP (1996).

Método para la determinación de iodo-129 en plantas coníferas por activación neutrónica

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

MÉTODO PARA LA DETERMINACIÓN DE IODO-129 EN PLANTAS CONÍFERAS POR ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

El ^{129}I existente en la biosfera proviene de fuentes naturales, de ensayos nucleares atmosféricos y de la operación normal de instalaciones nucleares relevantes, en especial plantas de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados, que liberan al ambiente pequeñas cantidades de ^{129}I.

Los métodos para la medición de ^{129}I en muestras ambientales más utilizados son: espectrometría de masas y análisis por activación neutrónica. Este último es preferido debido a la alta sección eficaz para neutrones térmicos (~28 barn) que posee el ^{129}I. La reacción producida es la siguiente:

$$^{129}\text{I}\ (n,\gamma)\ ^{130}\text{I} \longrightarrow\ ^{130}\text{Xe (estable)}$$

Por desintegración β el ^{130}I ($t_{1/2}$ = 12,6 horas) decae en xenón 130; midiéndose la energía gamma ($E\gamma$) que emite.

La metodología desarrollada permite determinar la concentración de yodo 129 (^{129}I) en agujas de coníferas, utilizando activación neutrónica. Dicha matriz ambiental es la más apropiada para medir este radionucleido porque, debido a sus características resinosas, retiene y acumula los aerosoles del iodo (iodo libre y compuestos de iodo orgánico e inorgánico). Otras matrices vegetales concentradoras, como las algas, pueden ser analizadas por ésta metodología.

El procedimiento elimina los interferentes presentes en matrices ambientales, manteniendo altos rendimientos y bajos límites de detección. Previo a la irradiación, se separa el Bromo que presenta una radioquímica similar a la del Iodo, logrando así disminuir la interferencia que produciría durante la medición el bromo 82 (^{82}Br), generado por activación. Después de la irradiación de la muestra, los principales interferentes son el sodio 24 (^{24}Na) y el potasio 42 (^{42}K), provenientes del carbón activado.

La aplicación de la presente metodología de trabajo es recomendada para aplicar en la vigilancia radiológica ambiental y las salvaguardias de las instalaciones nucleares relevantes.

MÉTODO EXPERIMENTAL

El método de análisis de las muestras se divide convenientemente en etapas:

1. Mineralización: En un crisol de níquel se colocan entre 10 y 100 g de hojas de coníferas, 1 a 2 veces el peso de la muestra en hidróxido de potasio (KOH) y suficiente cantidad de una mezcla (1:1) etanol absoluto - agua desionizada hasta cubrir la muestra (1:1) etanol absoluto - agua desionizada hasta cubrir la muestra.

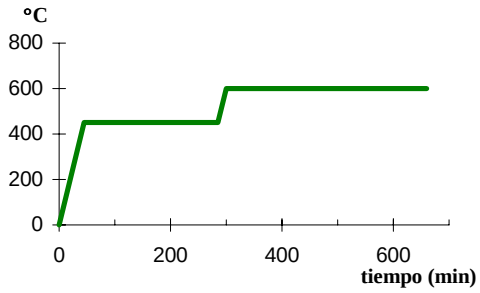


Figura 1: Esquema de calentamiento

Para la determinación del rendimiento químico del proceso se agrega Iodo-131 (^{131}I) como trazador. Se lleva a sequedad en una plancha calefactora, elevando gradualmente la temperatura hasta 400ºC. Con nuevos agregados de agua desionizada y utilizando una varilla, se disgrega lo máximo posible el residuo y se lleva nuevamente a sequedad. A continuación, la muestra se coloca en la mufla programada según el diagrama de la Figura 1. De esta manera se obtiene un residuo libre de materia orgánica y de partículas carbonosas.

Las formas químicas en que se encuentra el iodo en el medio alcalino son fundamentalmente ioduro (I^-) y pequeñas cantidades de iodato (IO^{3-}). Para mantener el iodo al estado de I^- se recomienda utilizar sulfato (IV) de potasio (K_2SO_3) durante la mineralización.

2. 1ª Destilación: El residuo de la mineralización se trasvasa, utilizando agua desionizada a un equipo destilador diseñado especialmente. El aparato utilizado se muestra en la Figura 2. Se neutraliza lentamente la solución alcalina agregando nitrato (V) de hidrógeno (HNO_3) concentrado y se adiciona un exceso para garantizar una fuerte acidez. Se agregan 2 mg de ioduro de potasio (KI) que actúa como portador. La destilación se realiza durante un período de 2 horas, con continuos agregados de solución de nitrato (III) de potasio (KNO_2) 0,5M. La reacción química producida es la siguiente:

$$2\ KNO_2(aq) + 2\ KI(aq) + 4\ HNO_3(aq) \longrightarrow 2\ NO(g) + I_2 + 2\ H_2O(aq) + 4\ KNO_3(aq)$$

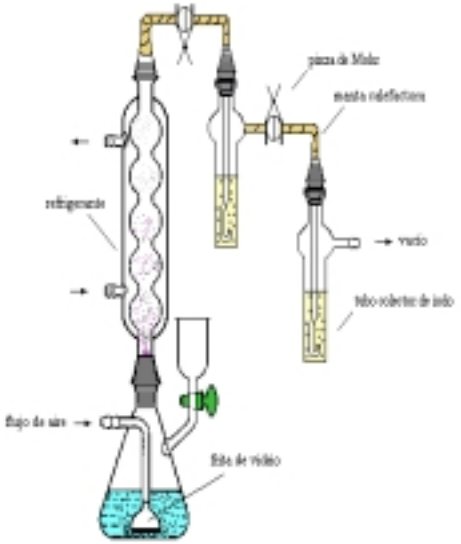


Figura 2: Equipo de destilación utilizado en la 1ra. etapa de purificación

Las oxosales del iodo pueden ser convenientemente reducidas con K_2SO_3. La eficiencia de la destilación depende fuertemente de la temperatura y del flujo de arrastre.

El rendimiento de esta etapa se verifica midiendo el ^{131}I en los tubos colectores, los cuales se preparan de la siguiente manera:

- *tubo 1*: 100 cm^3 de KOH 0,75M y 0,5 g de K_2SO_3.
- *tubo 2*: 70 cm^3 de hidróxido de potasio 0,75M y 0,5 g de K_2SO_3.

La eficiencia de retención del tubo 1 alcanza valores del 90 % y solo pequeñas cantidades se detectan en el tubo 2.

3. Extracción preirradiación: La solución de cada uno de los tubos se introduce en una ampolla de decantación conteniendo tetracloruro de carbono (CCl_4). Se agrega HNO_3 concentrado y solución de KNO_2 0,5M. El iodo se extrae a la fase orgánica con fuerte agitación, separándolo del bromo que pudiera estar presente. El procedimiento de extracción se repite de 1 a 3 veces con cantidades decrecientes de solvente orgánico. El iodo se reextrae de la fase orgánica a la fase acuosa con K_2SO_3. Se verifica la tasa de extracción de iodo midiendo el ^{131}I en la fase acuosa.

4. 2ª Destilación: La fase acuosa final se introduce en un equipo destilador diseñado especialmente, el cual contiene un gramo de molibdato (VI) de amonio ($(NH_4)_6Mo_7O_{24}$). El aparato

utilizado se muestra en la Figura 3. En la celda de adsorción de iodo se colocan 0,5 g de carbón activado tubular, impregnado en KI. La destilación se realiza durante un período de 2 horas, con continuos agregados de peróxido de hidrógeno 100 volúmenes. En caso de ser necesario, se utiliza hidroxilamina ($HONH_2$) para asegurar la reducción de las oxosales presentes a iodo. Los otros halógenos también se adsorben en la celda. El rendimiento de esta etapa se verifica midiendo el ^{131}I en el carbón activado. La reacción química producida es la siguiente:

$$H_2O_2 + 2\ KI + 2\ H_2SO_4 \longrightarrow 2\ H_2O + I_2 + K_2SO_4$$

5. Irradiación neutrónica: El carbón activado se coloca en un tubo portamuestra de polietileno, se sella en una cápsula de aluminio y se irradia en el reactor RA-3, del Centro Atómico Ezeiza (CAE). Las condiciones de irradiación requieren una tasa de flujo de neutrones térmicos 2×10^{13} $cm^{-2}. s^{-1}$, durante un período de 2 horas. La reacción de captura neutrónica buscada es la siguiente:

$$^{129}I\ (n,\gamma)\ ^{130}I \longrightarrow\ ^{130}Xe\ (estable)$$

Las reacciones no deseadas que ocurren y generan potenciales interferentes, en las etapas posteriores del proceso son:

$$^{81}Br\ (n,\gamma)\ ^{82}Br \longrightarrow\ ^{82}Kr\ (estable)$$
$$^{127}I\ (n,2n)\ ^{126}I \longrightarrow\ ^{126}Xe\ (estable)$$

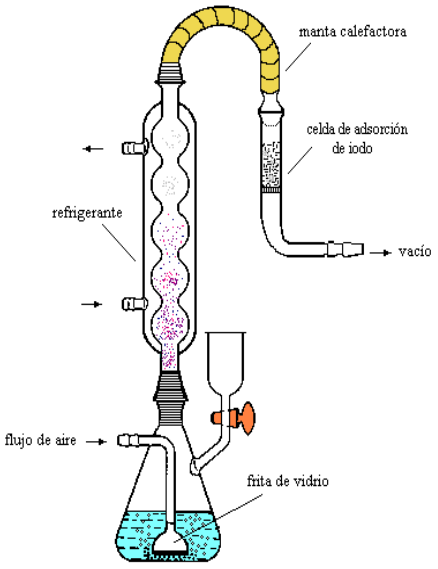


Figura 3: Equipo de destilación utilizado en la 2da. etapa de purificación

Por desintegración β el ^{126}I ($t_{1/2}$ = 13,02 días) y el ^{82}Br ($t_{1/2}$ = 1,47días) decaen respectivamente en xenón 126 y kriptón 82 (^{82}Kr); emitiendo ambos radiación gamma.

El ^{126}I generado por neutrones rápidos presentes en el reactor, emite rayos gamma de 666,3 keV que interfieren principalmente al pico de 668,5 keV correspondiente a ^{130}I. Este elemento proviene principalmente de la impregnación del carbón activado con KI, del portador (solución de KI) y en menor medida de la muestra ambiental. El bromo proveniente de diversas fuentes (carbón activado, reactivos, agua, etc) da origen al ^{82}Br que fundamentalmente eleva el fondo de radiación.

Cada muestra es irradiada conjuntamente con un patrón que contiene una cantidad conocida de ^{129}I, para evaluar correctamente el flujo neutrónico.

6. Destilación post-irradiación: Después de un período de decaimiento de 48 horas, se abre el tubo portamuestra en un laboratorio equipado con campanas y blindajes para asegurar condiciones de trabajo controladas, debido a los niveles de exposición de la matriz, por la generación de ^{24}Na ($t_{1/2}$ = 15 horas, Eγ = 2 MeV). El carbón irradiado se introduce en un equipo destilador, igual al utilizado en la etapa 2, donde previamente se agrega un gramo de molibdato (VI) de amonio y suficiente agua desionizada. Las condiciones de trabajo del equipo son mismas que las usadas en la destilación de la cuarta etapa. Se agrega H_2SO_4 concentrado para obtener una fuerte acidez. La destilación se realiza durante un período que varía de 1 a 2 horas, con agregados continuos de pequeñas cantidades de H_2O_2 100 volúmenes. Las sustancias volátiles presentes también se destilan, siendo los principales interferentes de la posterior medición por espectrometría gamma.

7. Extracción post-irradiación: La solución de cada una de los tubos colectores se introduce en una ampolla de decantación conteniendo CCl_4. Se agrega HNO_3 concentrado y solución de KNO_2 0,5M. El ^{130}I se extrae a la fase orgánica con fuerte agitación, separándolo del ^{82}Br que pudiera estar presente. El procedimiento de extracción se repite de 1 a 3 veces con cantidades decrecientes de solvente orgánico. El ^{130}I se reextrae de la fase orgánica a fase acuosa con K_2SO_3. El proceso de extracción / reextracción se repite al menos una vez más. Se verifica la tasa de extracción de ^{130}I midiendo el ^{131}I en la fase acuosa.

8. Espectrometría gamma: La fase acuosa purificada se coloca en un vial de 20 cm^3 y se mide la emisión de radiación gamma, utilizando un detector de germanio hiperpuro coaxial, 25% de eficiencia relativa.

El principal interferente es el ^{126}I ($E\gamma$ = 388 y 491 keV) y en menor grado el ^{82}Br ($E\gamma$ = 554 y 777keV). La medición se realiza durante 6 horas y el límite de detección se calcula utilizando el método RISO, que presenta un 99% de confianza. El límite de detección alcanzado para ^{129}I es de 130 μBq.

El pico de ^{131}I ($E\gamma$ = 364,5 keV) presente se utiliza para calcular el rendimiento total del proceso.

En la **Figura 4** se muestra el espectro de emisión gamma correspondiente a un blanco de reactivos sobre carbón activado, medido a las 48 horas de la irradiación neutrónica.

En la **Figura 5** se muestra el espectro de emisión gamma correspondiente a 7,4 mBq de un patrón de ^{129}I, medido a las 46 horas de la irradiación neutrónica.

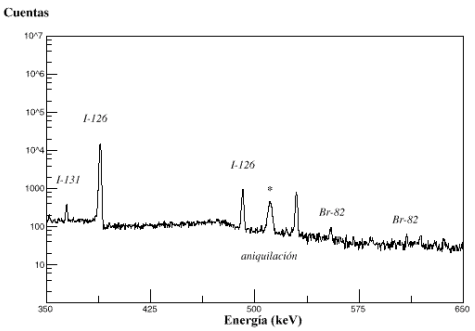


Figura 4: Espectro de un blanco de reactivos sobre carbón activado

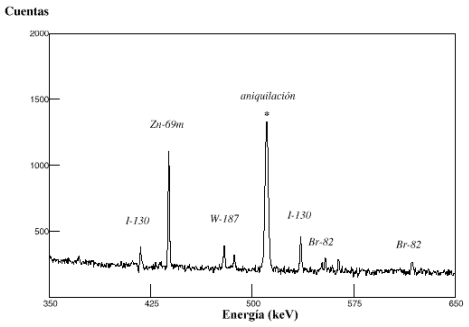


Figura 5: Espectro de un patrón de iodo 129 por medición directa

En el espectro de la **Figura 5** se observan los picos de ^{130}I y de las interferencias ^{82}Br y otros productos de activación, provenientes de trazas contenidas en los reactivos utilizados. La medición se realizó durante 2 horas. El cálculo de la actividad del ^{130}I se realiza utilizando la energía de emisión de 536 keV, que no presenta interferencias.

El tiempo de medición, para muestras ambientales, varía de 2 a 6 horas, dependiendo de la actividad y el fondo de radiación presentes.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

La metodología de trabajo propuesta para este campo de investigación ha sido evaluada realizando mediciones en blancos, en blancos sembrados con patrones de ^{129}I y muestras recolectadas en áreas convenientemente seleccionadas. La técnica anteriormente descripta arroja resultados satisfactorios, pues presenta rendimientos globales que oscilan entre el 70-85%, con rendimientos para las etapas de destilación cercanas al 95%.

El límite de detección alcanzado (7 x 10^{10} átomos) se puede disminuir aún más por reducción de los niveles de actividad de los interferentes. Las próximas etapas a desarrollar son fundamentalmente dos:

a) utilización de un carbón de alta pureza, fabricado en nuestros laboratorios, a partir de sacarosa p.a. e impregnado con TEDA (trietilen diamino) para retener el iodo. El objetivo de este paso es eliminar la presencia del ^{127}I proveniente de la impregnación del carbón. Adicionalmente, un carbón de mayor pureza disminuiría los niveles de exposición post-irradiación.

b) precipitación final del iodo, al estado de ioduro con nitrato (V) de plata. El objetivo de este paso es utilizar una geometría de medición más eficiente y eliminar los posibles interferentes que sean solubles.

REFERENCIAS

1. Handl, J.; Kühn, W. (1980) Activation analytical determination of ^{129}I in bovine thyroid gland. J. Radioanal. Chem., Vol. 56, p. 213
2. Muramatsu, Y. et al. (1984) Neutron activation analysis of ^{129}I and ^{127} I in environmental samples. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 83, N° 2.
3. Handl, J. et al. (1993) Biospheric ^{129}I concentrations in the pre-nuclear and nuclear age. Health Physics. Vol. 65, N° 3.
4. Rosenberg, R. (1993) Non-conventional measurement techniques for the determination of some long-lived radionuclides produced in nuclear fuel. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 171, N° 2.
5. Perkins, R.W.; Wogman, N.A. (1993) Current and potential technologies for the detection of radionuclide signatures of proliferation. PNL-SA-22130.
6. Muramatsu, Y.; Yoshida, S.(1995) Determination of ^{129}I and ^{127} I in environmental samples by neutron activation analysis and inductively coupled plasma mass spectrometry. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 197, N° 1.

Participación de la Autoridad Regulatoria Nuclear en las intercomparaciones de uranio en orina

Bonino, N.O.; Palacios, M.A. y Serdeiro, N.H.

Presentado en: XXV Reunión Anual de la Asociación de Tecnología Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 9-11 diciembre 1998

PARTICIPACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR EN LAS INTERCOMPARACIONES DE URANIO EN ORINA

Bonino, N.O.; Palacios, M.A. y Serdeiro, N.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el presente trabajo se informan los resultados obtenidos por el Laboratorio de Análisis Radioquímicos, perteneciente a la Autoridad Regulatoria Nuclear, CAE, en las Intercomparaciones de Uranio en Orina (Uranium Urinalysis Intercomparison Program), que se llevan a cabo anualmente a través de Health Canada, Radiation Protection Bureau, National Calibration Reference Centre for Bioassay (NCRCB - RPB). El informe está referido a la participación de la ARN en los años 1995, 1996 y 1997. El número de laboratorios intervinientes fue 14, 12 y 12 respectivamente.

Se presenta el análisis estadístico de los resultados, que conduce a la evaluación de la aceptabilidad de los mismos según el criterio del American National Standard Institute (ANSI) 1989, Performance Criteria for Radiobioassay, Draft ANSI N13.30.

Se detallan también los resultados de los restantes laboratorios participantes. Asimismo se describe someramente la técnica empleada y la metodología aplicada en las determinaciones de uranio.

INTRODUCCIÓN

Health Canada, a través del National Calibration Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau, lleva a cabo anualmente el "Programa de Intercomparación de Análisis de Uranio en Orina" (Uranium Urinalysis Intercomparison Program). La participación del Laboratorio de Análisis Radioquímicos en dicho programa permite la validación de los datos analíticos a través de la determinación de la precisión y exactitud del método empleado para las determinaciones de uranio en orina. Esta participación constituye una evidencia de la capacidad del laboratorio de producir resultados confiables [1]. Las muestras de orina son enviadas desde Canadá, contando con un plazo de un mes desde la fecha de envío, para informar los resultados.

La técnica analítica consiste en la fusión con NaF (fluoruro de sodio) de una alícuota de orina llevada a sequedad, posterior medición de la fluorescencia emitida por el compuesto fluorado de uranio, y cálculo de la concentración empleando la curva de calibración trazada con orina "blanco" como matriz. Si bien esta matriz no es la misma que la matriz de las muestras, su composición es muy parecida, no así el contenido natural de uranio que generalmente varía con las personas y la dieta. Por tal motivo debe informarse cualquier valor obtenido que esté por debajo del límite de detección, aún siendo este negativo. De este modo quedan sorteadas las posibles diferencias en los contenidos naturales de uranio en las orinas usadas como blancos.

METODOLOGÍA

La metodología aplicada consiste en el análisis de 20 muestras de orina, identificadas desde la "A" hasta la "T", agrupadas en 5 grupos de 4 muestras cada uno, siendo las mismas una (1) orina "blanco" y tres (3) "niveles de contaminación" diferentes. Se entiende por nivel de contaminación a una cantidad testeada de uranio agregada a la orina por el NCRCB-RPB, desconocida por noso-

tros. Cada grupo debe analizarse un día de la semana (5 grupos/5 días), en consecuencia cada día se analizan 4 muestras (1 blanco y los 3 niveles de contaminación), dando un total de 20 muestras. Así podemos esquematizar lo explicado en el siguiente cuadro:

Días	**Muestras**			
Lunes	A	B	C	D
Martes	E	F	G	H
Miércoles	I	J	K	L
Jueves	M	N	O	P
Viernes	Q	R	S	T

De no cumplirse con este esquema de trabajo, se debe informar cual fue el protocolo empleado. Es deseable que un mismo analista lleve a cabo todos los análisis, pero de no ser posible esto, se informarán las iniciales de los analistas, para cada muestra.

Conjuntamente con las 4 (cuatro) muestras se traza la curva de calibración con 6 (seis) puntos. Vale decir que se llevan a cabo 10 (4+6) fusiones por quintuplicado. Cada resultado es obtenido a través de la recta de regresión lineal. Promediando los 5 resultados se obtiene el valor que se informará el día correspondiente.

PROCEDIMIENTO ANALÍTICO

Se toman 5 alícuotas de 200 µl cada una, por cada muestra y se colocan sobre las cápsulas de platino (de 18 mm de diámetro y 3 mm de profundidad). Se llevan a sequedad bajo lámpara infrarroja y luego se agregan 300 mg de fluoruro de sodio (NaF) p.a. Posteriormente se funden a 1100°C en un horno de fusión, especialmente diseñado para tal fin, durante 5 minutos. Paralelamente se n diferentes alícuotas de una solución patrón de U de 0,2100 µg U/l, también por quintuplicado, se llevan a sequedad bajo lámpara IR y se agregan a cada cazoleta 200 µl de orina “blanco”; se llevan a sequedad nuevamente y se agregan 300 mg de NaF para su posterior fusión. Esta orina “blanco” es obtenida de personas no expuestas. Finalmente, se mide la fluorescencia del U en un Fluorómetro Jarrell-Ash.

Los puntos de la curva de calibración corresponden a agregados crecientes de uranio comprendidos entre 0,008 y 0,35 µg U por cazoleta.

CÁLCULOS

Para el trazado de la recta por regresión lineal se toma como variable dependiente (y) los µg de U en la cazoleta y como variable independiente (x) la “señal” leída en el fluorómetro. La cantidad de puntos (x,y) para la curva será de 30 (6 x 5). De esta manera se obtiene la pendiente “m” y la ordenada al origen “a”, cada uno con sus errores calculados por el programa de estadística ORIGIN® [2].

$$y = a + m\,x$$

Los µg de U contenidos en la cazoleta (y), para la señal de la muestra correspondiente, se obtienen de esta recta. Luego la concentración de uranio en orina es:

$$C\ (\mu g\ U/\ L\ ) = \frac{y}{V} \quad 1000\ ml/l$$

donde V es el volúmen de la alícuota de orina medida en la cazoleta, que usualmente es 0,200 ml.

LÍMITE DE DETECCIÓN

La concentración límite está calculada según el trabajo de Winefordner y Long [3] usando propagación de errores para el cálculo de la desviación standard:

$$LD = k\ .\ S_B$$

siendo k el factor numérico elegido de acuerdo al Nivel de Confianza (NC) deseado:

k = 2 para 95% de NC

k = 3 para 99,86% de NC

para mediciones cuyos errores siguen una distribución normal.

S_B es la desviación standard del Blanco, obtenida por propagación de errores (en μg U):

$$S_B = \sqrt{S_a^2 + b^2\ .\ S_m^2 + m^2\ .\ S_b^2}$$

donde

S_a es la desviación standard de la ordenada al origen, obtenida por cálculos de errores en regresión lineal o a través del programa ORIGIN®, en μg U

S_m es la desviación standard de la pendiente, obtenida de los mismos cálculos, en μg U/señal

S_b es la desviación standard de la señal del blanco, obtenida de una serie de N mediciones

b es la señal del blanco (cuando y = 0)

m es la pendiente de la curva de calibración (recta de regresión lineal)

a es la ordenada al origen, de la misma recta

Dado que este LD tiene como unidad “μg U” en cazoleta, es necesario dividir por la alícuota de orina V (0,200 ml) y multiplicar por 1000 para obtener el límite de concentración en μg U/l:

$$LC = LD\ .\ \frac{1000\ ml/l}{V\ (ml)}$$

Valores obtenidos para LD y LC fueron 0,002 μg U y 10 μg U/l respectivamente, para el 95% de NC.

ERRORES

La desviación standard de la concentración de U en orina, S_C (en µg U/l), se obtiene por propagación de errores :

$$S_C = \frac{\sqrt{S_a^2 + x^2 S_m^2 + m^2 S_x^2}}{V} . 1000$$

donde x : es la señal de la muestra

S_x : es la desviación standard de la señal de la muestra dado por el equipo de medición, en el caso de realizarse una medición; pero si se tratase de varias mediciones (generalmente N = 5) el error en $\overline{x}$ estará dado por el σ_{N-1} .

Luego el resultado se expresa con dos S_C para un 95 % de nivel de confianza

$$C \pm 2 S_C$$

INFORME DE LOS RESULTADOS - AÑOS 1995 - 1996 - 1997

Los valores informados recopilados en la siguiente tabla corresponden a los 5 resultados de cada uno de los niveles de contaminación, obtenidos durante la semana, a los que se les descontó el Blanco o nivel de contaminación 0 correspondiente al día de la semana. Los mismos están ordenados por año. Estos resultados fueron evaluados por Health Canada para la elaboración del informe final [4,5,6], de donde se extrajeron los resultados estadísticos. Si un mismo analista es quien llevó a cabo todas las determinaciones, la precisión relativa será de utilidad para evaluar la variabilidad del analista día a día.

	NIVEL DE CONTAMINACIÓN - AÑO 1995		
Día	**27,18 µg / l (A-G-I-N-S)**	**74,88 µg / l (C-F-K-O-R)**	**150,04 µg / l (B-H-L-P-Q)**
Lunes Martes Miércoles Jueves Viernes	28 ± 3 25 ± 3 26 ± 2 26 ± 2 24 ± 3	74 ± 4 69 ± 4 72 ± 4 70 ± 4 69 ± 4	156 ± 8 145 ± 11 149 ± 12 150 ± 11 141 ± 6
Promedio	25,80	70,80	148,2
Error relativo promedio	- 5,1%	- 5,4%	- 1,2%
Precisión relativa	0,055	0,029	0,038
Índice de variancia	23	37	12
Estimación de la variancia entre laboratorios	0,108	0,074	0,050

	NIVEL DE CONTAMINACIÓN - AÑO 1996		
Día	**18,10 µg / l (C-F-J-M-Q)**	**97,47 µg / l (B-G-K-O-R)**	**522,29 µg / l (D-E-I-P-S)**
Lunes Martes Miércoles Jueves Viernes	19 ± 4 10 ± 4 18 ± 4 16 ± 4 20 ± 7	97 ± 6 98 ± 5 100 ± 5 99 ± 5 101 ± 8	558 ± 20 633 ± 23 650 ± 23 621 ± 22 559 ± 20
Promedio	16,60	99,00	604,20
Error relativo promedio	- 8,3%	1,6%	15,7%
Precisión relativa	0,220	0,016	0,082
Índice de variancia	32	15	122
Estimación de la variancia entre laboratorios	0,129	0,054	0,064

	NIVEL DE CONTAMINACIÓN - AÑO 1997		
Día	**32,91 µg / l (A-H-K-M-R)**	**145,09 µg / l (B-F-I-P-S)**	**342,34 µg / l (C-G-L-O-T)**
Lunes Martes Miércoles Jueves Viernes	40 ± 4 34 ± 4 37 ± 5 35 ± 4 36,7 ± 4	171 ± 16 162 ± 15 158 ± 15 166 ± 15 167,7 ± 16	367 ± 35 401 ± 38 357 ± 35 389 ± 38 354,7 ± 36
Promedio	36,54	164,94	373,74
Error relativo promedio	11,0%	13,7%	9,2%
Precisión relativa	0,070	0,035	0,060
Índice de variancia	137	211	165
Estimación de la variancia entre laboratorios	0,040	0,032	0,028

Se detallan a continuación las ecuaciones utilizadas por el National Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau (NRCB-RPB) para evaluar la dispersión y la precisión de resultados, así como los términos empleados en dichas ecuaciones [4,5,6]:

- j es el laboratorio participante ; $j = 1, 2, \ldots, n$ (J = n° total de laboratorios)
- k es el nivel de contaminación ; $k = 1, 2, 3$
- l n° de alícuota ; $l = l, 2, \ldots, L$ (en estas intercomparaciones $L = 5$)
- y_{jkl} cada uno de los resultados obtenidos, corregido por el blanco de orina analizado el mismo día
- a_k valor conocido de un nivel de contaminación
- b_{jk} error relativo del resultado para cada alícuota de un particular nivel de contaminación
- b_{jk} error relativo promedio para un dado nivel de contaminación

S_{jk} precisión relativa o desviación standard de la dispersión

S_k^2 variancia entre laboratorios para cada nivel de contaminación

VI_{jk} índice de variancia

$$b_{jkl} = \frac{(y_{jkl} - a_k)}{a_k} \cdot 100$$

$$b_{jk} = \frac{1}{L} \sum_l b_{jkl} \qquad L = 5$$

$$S_{jk} = \sqrt{\frac{\sum_l (b_{jkl} - b_{jk})^2}{L - 1}}$$

$$S_k^2 = \frac{1}{J} \sum_j S_{jk}^2$$

$$VI_{jk} = \frac{\lfloor b_{jk} \rfloor}{2 S_k} \cdot 100$$

El error relativo es un indicador de la proximidad del valor reportado respecto a la correspondiente concentración de U conocida de la muestra de orina; tendremos así 15 valores (5 x 3).

El error relativo promedio es el error relativo del promedio de las 5 mediciones realizadas cada día de la semana; tendremos entonces 3 valores que están expresados como porcentajes.

En este programa de intercomparación la desviación standard del error relativo es tomada como una medida de la reproducibilidad de un análisis y está referida como “precisión relativa”.

El índice de variancia es un indicador de la comparabilidad de resultados entre laboratorios y es evaluada por el NRCB- RPB usando una versión modificada de Whitehead’s Variance Index [4,5,6].

Cuando el b_{jk} obtenido por un laboratorio excede $2S_K$ para un dado nivel de contaminación (y el VI_{jk} así excede 100), el laboratorio está teniendo dificultad en lograr el nivel de exactitud logrado por el resto de los laboratorios, para ese nivel de contaminación.

EVALUACIÓN DE RESULTADOS POR EL “NCRCB – RPB”

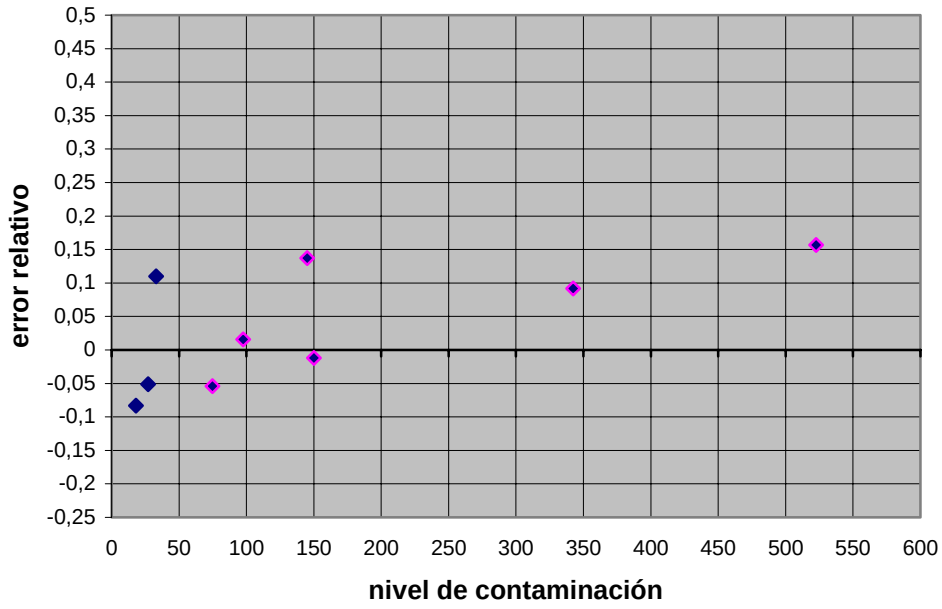
El National Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau ha usado como criterio para la evaluación de los resultados, aquel dado en el ANSI standard [4,5,6]: los límites para el error relativo y precisión relativa están establecidos de acuerdo al nivel de contaminación de la muestra. Así:

1 - 10 AMDA	$-0,25 \leq$ error relativo (b_{jkl} y b_{jk}) $\leq +0,50$ precisión relativa (S_{jk}) $\leq 0,40$
10 - 100 AMDA	$-0,25 \leq$ error relativo $\leq +0,25$ precisión relativa $\leq 0,25$

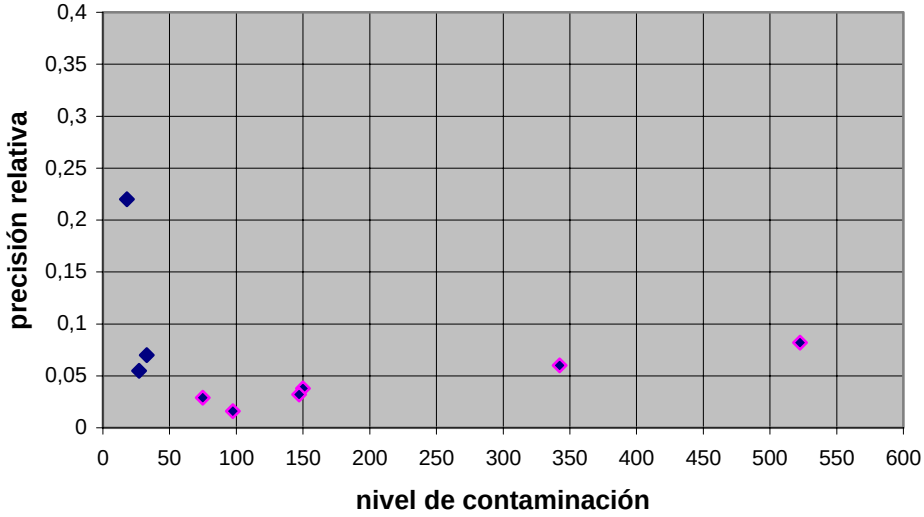
siendo AMDA la mínima cantidad detectable aceptable, que para U en orina está establecido en 5 µg/l por el American National Standards Institute (ANSI).

Según la evaluación del NRCB-RPB los valores informados por el Laboratorio de Análisis Radioquímicos de la ARN durante los tres últimos años, están comprendidos entre los límites establecidos. Ninguno de los resultados ha caído fuera de los mismos.

Lo recientemente expresado se observa a través de los **Gráficos 1** y **2**, en los cuales se representa el error relativo promedio y la precisión relativa respectivamente, versus nivel de contaminación para los años 1995, 1996 y 1997. Puede observarse que los valores informados están comprendidos entre los límites señalados anteriormente:



(µg U / l) - Gráfico 1



(µg U / l) - Gráfico 2

CONCLUSIONES

En la **Tabla 1** se presentan, ordenados por año, el número de laboratorios participantes, el número de laboratorios con dispersión relativa promedio (b_{jk}) y precisión relativa (S_{jk}) menor que 5%, para cada nivel de contaminación (bajo, medio, alto), y el número de laboratorios con índice de variancia (VI_{jk}) mayor que 100. La llamada (*) indica que el Laboratorio de Análisis Radioquímicos se encuentra entre los citados.

Tabla 1

		1995	**1996**	**1997**
N° de laboratorios participantes		**14**	**12**	**12**
	Nivel de contaminación			
N° de laboratorios con b_{jk} < 5%	bajo	**5**	**4**	**6**
	medio	**4**	**8 ***	**8**
	alto	**8 ***	**5**	**8**
N° de laboratorios con S_{jk} < 5%	bajo	**8**	**3**	**10**
	medio	**11 ***	**9 ***	**11 ***
	alto	**11 ***	**7**	**11**
N° de laboratorios con VI_{jk} > 100	bajo	**1**	**1**	**4 ***
	medio	**2**	**4**	**2 ***
	alto	**4**	**3 ***	**4 ***

Teniendo en cuenta la dispersión relativa promedio del año 1996 para el nivel de contaminación mas alto (15,7%), se decidió realizar una segunda curva de calibración cuando la señal de la muestra no puede medirse en la misma escala que el resto de las muestras. De manera que todas las señales están contenidas en alguna curva de calibración.

Por otro lado el incremento en la dispersión relativa promedio del año 1997 puede deberse a la inhomogeneidad de las muestras ya que las mismas fueron recibidas luego de 21 días de enviadas y no estuvieron refrigeradas.

De todas maneras los valores informados durante los 3 años están dentro de los límites establecidos por el NRCB-RPB, y en todos los casos la dispersión relativa promedio fue menor que la dispersión propia de la técnica.

REFERENCIAS

1. Norma IRAM experimental 305, Agosto 1989.

2. MicroCal Origin, versión 2.8, Copyright © 1991-1993 MicroCal Software Inc.

3. Winefordner y Long, “Limit of detection”, Analytical Chemistry, vol. 55, N° 7, June 1983, pag. 712 A - 724 A.

4. “Uranium Urinalysis Intercomparison Report”, National Calibration Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau, Department of Health, March 1995.

5. “Uranium Urinalysis Intercomparison Report”, National Calibration Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau, Department of Health, March 1996.

6. “Uranium Urinalysis Intercomparison Report”, National Calibration Reference Centre for Bioassay, Radiation Protection Bureau, Department of Health, March 1997.

Thermoluminescence of Strontium Tetraborate

Santiago, M.; Lavat, A.; Caselli, E.; Lester, M.; Perisinotti, L.J.; De Figuereido, A.K.; Spano, F. and Ortega, F.

Publicado en la revista Physics Status Solids (A); Vol. 167, p.233-236, 1998

THERMOLUMINESCENCE OF STRONTIUM TETRABORATE

Santiago, M. (a,e); Lavat, A. (b); Caselli, E. (a,e); Lester, M. (a),
Perisinotti, L.J. (c,e); De Figuereido, A.K. (b), Spano, F. (d) and Ortega, F. (b)

(a) IFAS Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
(b) Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
(c) Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional de Mar del Plata
(d) Autoridad Regulatoria Nuclear
(e) Comisión de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires

Argentina

The thermoluminescent properties of crystalline, strontium tetraborate are reported. Without activators it has an efficiency comparable to that of TLD-700 powders. Its fading after 40 days amounts to less than 2%. The isometric plot shows that most of the emitted light is concentrated at wavelengths ranging from 350 to 450 nm, which accounts partially for the high efficiency.

1. INTRODUCTION

The thermoluminescence (TL) of borates attracts the attention of researchers because they have tissue-like characteristics ($Z_{eff} \approx 7.4$) and therefore they are suitable for personal dosimetry. Usually, the efficiency of pure borates is low so that dopants have to be added in order to increase their TL output. Their sensitivity and thermal stability vary widely and depend strongly on the preparation method. For instance, lithium tetraborate ($Li_2B_4O_7$) doped with copper sintered at temperatures near and below its melting point or prepared by the Czochralski method in order to obtain crystalline samples shows the best TL characteristics for personal dosimetry [1 to 4], while copper doped calcium tetraborate (CaB_4O_7) prepared at temperatures higher than its melting point to obtained glassy compounds has a higher TL efficieney than the crystalline samples [5]. The TL properties of CaB_4O_7 doped with Dy and Eu have been studied as well [6]. As to other borates the TL properties of Cu doped B_20_3 and Dy doped MgB_4O_7 have been reported [7 to 9]. The most promising of the above mentioned borates is crystalline $Li_2B_4O_7$ containing 0.1 mol% of copper, which has an efficiency nearly eight times that of TLD-100 dosimeters. To the best of our knowledge the TL properties of other borates have not been investigated.

In the last few years the optical properties of pure and doped strontium, tetraborate compounds, such as optical transmission, dielectric constant and luminescence have been investigated [10 to 12], especially because of their non-linear optical characteristics. In this paper we report for the first time the TL properties of pure strontium tetraborate. The findings reported below show that it is a promising material for personal dosimetry.

2. SAMPLE PREPARATION

The compounds have been prepared by pouring slowly a concentrated solution of $Sr(NO_3)_2$ in water into another concentrated solution in water of $Na_2B_4O_7$. 10 H_2O. The reaction brings about white flakes which precipitate. After vacuum filtration the material has been dried in an oven at 100 °C for 12 h and afterwards baked at 900 °C for 20 h. X-rays diffraction experiments performed with a Philips PW3710 diffractometer indicates that the final product is crystalline strontium tetraborate.

3. EXPERIMENTAL RESULTS

The samples were irradiated with doses between 10 mGy and 100 Gy from a ^{60}Co source. Before irradiation every sample has been heated at 450 °C and held at that temperature for 5 min. Glow curves have been recorded in the temperature range from room temperature to 400 °C employing a phototube EMI 6097. The heating rate amounted to 0.4 K/s. A typical glow curve is shown in **Figure 1** along with one corresponding to a TLD-700 dosimeter. The fading of strontium tetraborate amounts to 1.3% one day after irradiation and to less than 2% after 40 days. By comparing the fading of pure strontimn tetraborate with the fading of other TL phosphors employed in dosimetry (see for instance Table 4.3 of [13]) it is concluded that strontium tetraborate is suitable for personal dosimetry.

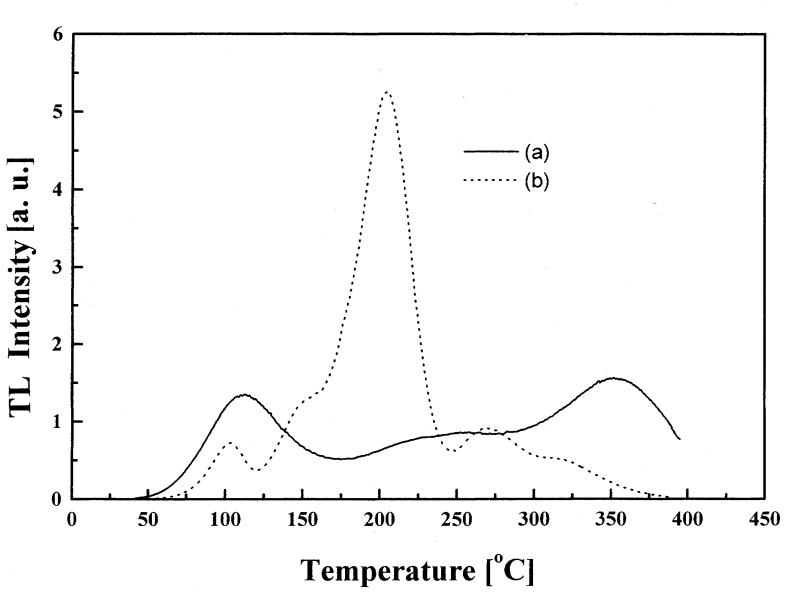


Figure 1. Glow curves (in arb. units) of a) strontium tetraborate and b) TLD-700

Since the amounts of TL-700 and strontium tetraborate powders employed for recording the glow curves shown in Figure 1 are equal, the efficiency of pure sodium tetraborate can be estimated. It is about 84% of that of TLD-700. This is a remarkable result for an undoped material.

The dose response is shown in **Figure 2**. It exhibits a linear-supralinear behavior, i.e., it is nearly linear up to 1 Gy and then supralinearity starts.

The spectral distribution of the light emitted at different temperatures have been found employing long-wave pass filters as described in [14]. By fitting the data with the Kringing method included in the programm for data analysis and technical graphics Microcal™ Origin version 4.1 isometric plots have been computed. They are shown in **Figure 3**. As can be seen most of the light related to the peaks at nearly 110 and 360 °C is emitted at wavelengths ranging from 350 to 450 nm. This finding accounts partially for the good efficiency of pure strontium tetraborate since the wavelength range matches the sensitivity of photomultiplier tubes. The spectral composition of the ligth of the peak (or overlap of peaks) at temperatures between 150 and 300 °C covers a broader range of wavelengths, i.e., from 350 to 600 nm.

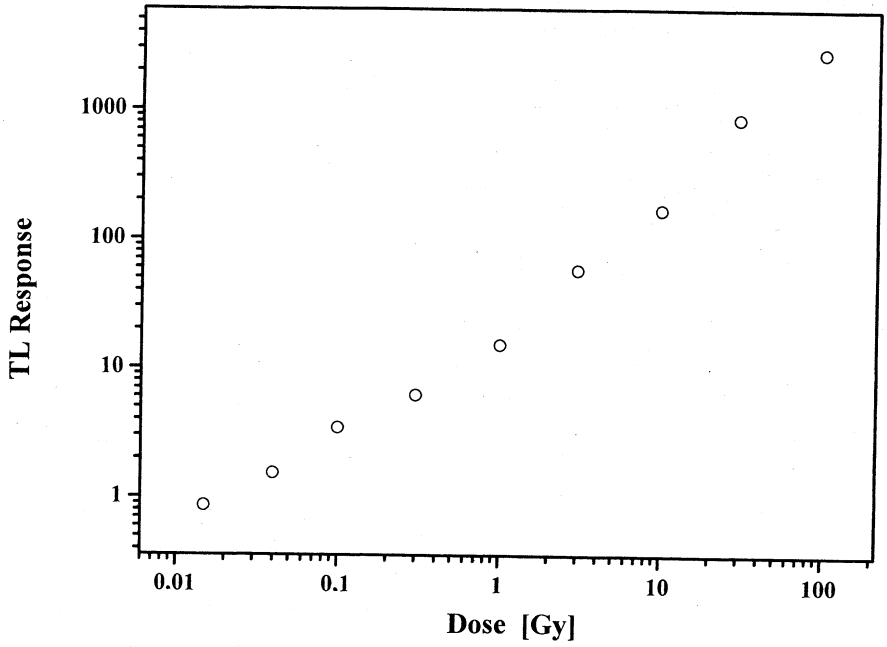


Figure 2. Dose response of strontium tetraborate

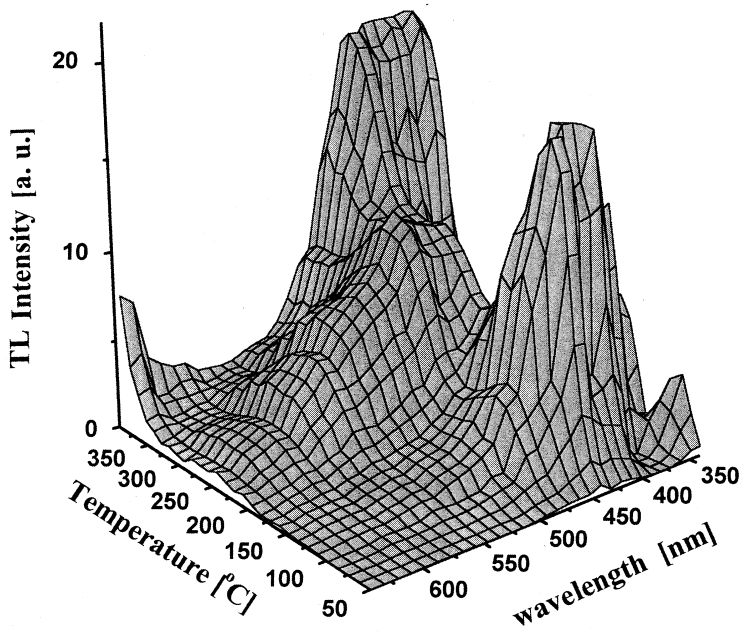


Figure 3. Isometric plot of strontium tetraborate

4. CONCLUSIONS

The results reported in this paper indicate that crystalline strontium tetraborate has an efficiency comparable to that of doped TL dosimeters and a low fading. These characteristics and the finding indicating that it is not hygroscopic [10] makes SrB_4O_7 worth to be considered for personal dosimetry. Since usually the addition of dopants increases the TL efficiency of materials it is advisable to investigate the TL properties of strontium tetraborate doped with different activators. This work is in progress in our group.

ACKNOWLEDGMENT

We are indebted to Dr. Julio Sanchez and Dr. Jorge Danazo from Sanatorio Tandil for having irradiated the samples.

REFERENCES

1. M. TAKENAGA, O, YAMAMOTO, and T. YAMASHITA, Health Physics 44, 387 (1983).

2. T.K. GUNDURAO, J.R. SARWADE and S.V. MOHARIL, Rad. Eff. Def. Solids 138,177 (1996).

3. Y. KUTOMI and A. TOMITA, Rad. Protect. Dosimetry 33 (1990) 347.

4. M. MARTINI, F. MEINARDI, L. KOVACS and K. POLGAR, Rad. Protect. Dosimetry 65, 343 (1996).

5. Y. FUKUDA, A. TOMITA and N. TAKEUCHI, phys. stat. sol. (a) 85, K141 (1984).

6. Y. FUKUDA, K. MIZUGUCHI, and N. TAKEUCHI, Rad. Protect. Dosimetry 17, 397 (1986).

7. Y. FUKUDA, T. OKUNO, and N. TAKEUCHI, Rad. Protect. Dosimetry 6, 309 (1984).

8. L.L. CAMPOS and O. O. FERNANDES FIHLO, Rad. Protect. Dosimetry 33,111 (1990).

9. S.W.S. McKEEVER, M. MOSKOVITCH, and P.D. TOWSEND, Thermoluminescence Dosimetry Materials: Properties and Uses, Nuclear Technology Publishing, Ashford, England 1995 (p. 197), and references therein.

10. Y.S. OSELEDCHIK, A.L. PROSVIRNIN, V.V. STARSHENKO, V.V. OSADCHUK, A.I. PISAREVSKY, S.P. BELOKRYS, A.S. SVITANKO, A.F. SELEVICH and S.A. KRIKUNOV, J. Cryst. Growth 135, 373 (1994).

11. M.V. SHANKAR and B.R. VARMA, J. Mater. Sci. Lett. 15, 858 (1996).

12. P.A. TANNER, P. ZHI WU, L. JUN, L. YULONG and S. QIANG, J. Phys. Chem. Solids 58, 1143 (1997).

13. K. MAHESH, P.S. WENG and C. FURMA, Thermoluminescence in Solids and Its Applications, Nuclear Technology Publishing, Ashford, England 1989.

14. F. SPANO, E. CASELLI, R. WAINSCHENKER, and G. SANCHEZ, J. Phys.: Condensed Matter 3, 2735 (1991).

Thermoluminescence of Sodium Borate Compounds Containing Copper

Santiago, M.; Lester, M.; Caselli, E.; Lavat, A.;
Ges, A.; Spano, F. and Kessler, C.

Publicado en el Journal of Material Science Letters; Vol. 17, Nº 15, p. 1293-1296, 1998

THERMOLUMINESCENCE OF SODIUM BORATE COMPOUNDS CONTAINING COPPER

Santiago; M.*, Lester; M.*, Caselli, E.*; Lavat, A.**;
Ges, A.***; Spano, F. **** and Kessler, C.*****

* IFAS, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
** Facultad de Ingeniería, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
*** IFIMAT, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires
**** Autoridad Regulatoria Nuclear
***** Comisión Nacional de Energía Atómica

Argentina

The thermoluminescence (TL) of borates containing dopants, such as $Li_2B_4O_7$ or MgB_4O_7, has been extensively investigated because they have tissue-like characteristics and high sensitivity, and therefore they are worth considering for personal dosimetry. The sensitivity and thermal stability of borates vary widely and depend not only on the starting materials, but also on the preparation method. This situation led to investigations into the mechanisms involved in the thermoluminescence [1, 2], and into how they depend on the synthesis methods [3-5]. So far, $Li_2B_4O_7$ containing copper is the most promising material. From TL, photoluminescence (PL), electron spin resonance (ESR) and X-ray diffraction (XRD) measurements it has been concluded that samples of lithium tetraborate having high sensitivity are those prepared either by sintering or the Czochralski method, and that copper is in the monovalent state Cu^+ [6, 7]. It has been observed that in samples having low efficiency a significant amount of copper is present as Cu^{++} [6]. Upon irradiation an ESR signal shows up in crystalline samples having only monovalent copper indicating that some Cu^+ ions have become Cu^0 [7]. It has been suggested that the peaks showing up in the glow curves of lithium tetraborate are related to the relaxation of excited copper Cu^+ ions, i.e., $(Cu^+)^*$, according to either of the following mechanisms:

$$Cu^0 + \text{hole} \rightarrow (Cu^+)^* \rightarrow Cu^+ + h\nu,$$

or

$$Cu^{2+} + \text{electron} \rightarrow (Cu^+)^* \rightarrow Cu^+ + h\nu.$$

In both cases the relaxation has been ascribed to a $3d^9 4s \rightarrow 3d^{10}$ transition [1,7,8]. This transition gives rise to a peak in the emission spectrum of lithium tetraborate at nearly 360 nm. This value agrees satisfactorily with the 381 nm peak corresponding to one of the four wavelengths related to the transition $3d^9 4s \rightarrow 3d^{10}$ [9]. In single crystals of lithium tetraborate grown by the Czochralski method, ESR measurements show that the first mechanism is involved in the TL [7].

As to other borates, investigations into the thermoluminescence of both borate and calcium borate containing copper have been reported [10-12]. Contrary to what is observed in lithium tetraborate, glassy calcium tetraborate has a better efficiency than sintered samples [12]. The thermoluminescence of sintered calcium tetraborate containing Dy and Eu has been reported [13]. To our knowledge, no attempt has been made to dope other borates like, sodium borate and potassium borate in order to investigate the changes brought about by dopants in their TL properties. In this letter we report the findings of our investigations into the therinoluminescence of sodium borate compounds containing copper with a dopant concentration of 0.1%mol. This dopant concentration has been chosen because it is equal to that yielding the highest efficiency in lithium tetraborate.

The doped compounds have been prepared from amorphous sodium tetraborate supplied by Merck (Merck 6306) and following a procedure similar to that described in [14] for the synthesis of doped lithium tetraborate. This procedure was chosen because lithium tetraborate with high

efficiency is obtained. The copper was introduced by adding $CuCl_2$ (Merck 2733) to pure compounds. The diffusion of the doping ions into the lattice of the compounds has been carried out by baking the batches in a Pt crucible at temperatures near the melting point (741 °C). Every batch was crushed with a pestle in an agate mortar and later held in a furnace at 400 °C for 1 h. The grain size of the powders ranged from 20 to 150 μm. X-ray experiments showed that the compounds baked at temperatures higher than the melting point are glassy, while those prepared at lower temperatures are crystalline.

Glow curves have been recorded employing a phototube EMI 6097B. Before irradiation, reutilized samples were annealed at 400 °C for 15 min. The spectral distribution of the light emitted at different temperatures was found by employing long-wave pass filters as described in [15]. By fitting the data with the Kringing method included in the Origin 4.1, isometric plots have been computed. Glow curves have been obtained employing 15 mg of powder. The samples were given doses ranging from 0.1 to 20 Gy at room temperarture employing a ^{60}Co radiation source. The heating rate was 1 °C s^{-1}.

Amorphous powders containing copper have been prepared by baking the compounds at 756 °C They have a much higher efficiency than that of the pure compound. The glow curve of doped compounds is shown in **Figure 1** along with the glow curve of the TLD-100 dosimeter. They were recorded 4 days after irradiation. The low temperature part of the glow curve of sodium borate (below 120 °C) shows a strong fading similar to that observed in pure compounds [16].

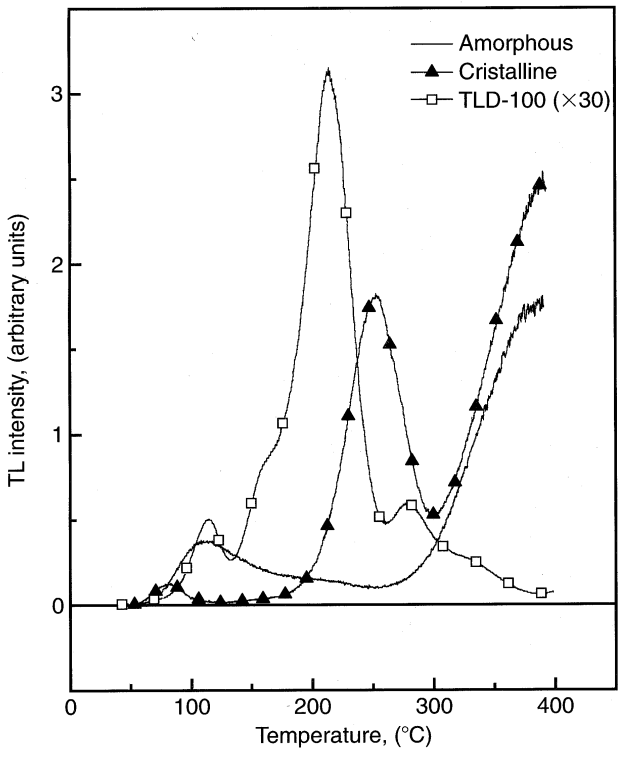


Figure 1. Glow curves of amorphous and crystalline doped sodium borate powders. The glow curve of TLD-100 powder is shown for comparison.

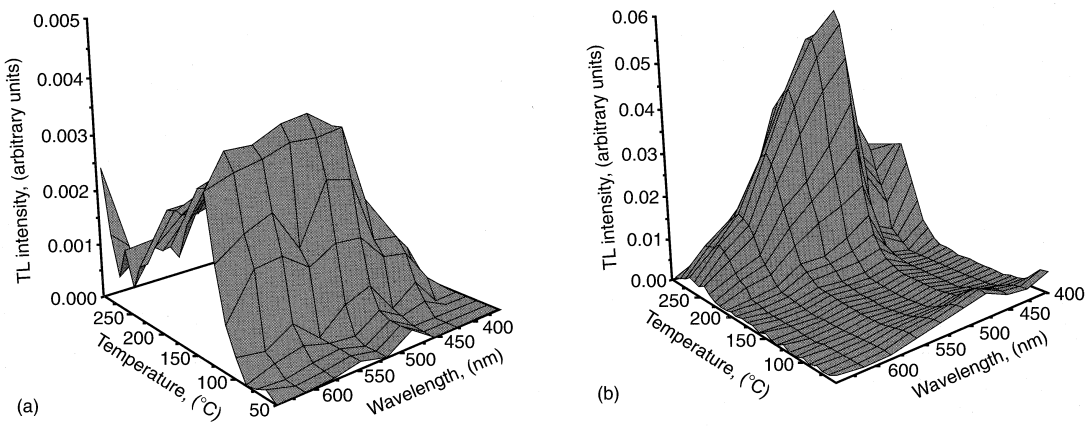


Figure 2. Isometric plots of (a) amorphous and (b) crystalline sodiurn borate.

lt disappears after 30 days. There is a high temperature peak whose maximum lies at 400 °C. Only the initial rise of the peak is shown because its intensity varies randomly. lf mechanical energy is given to a sample that has not been previously irradiated a glow curve is obtained that consists only of the high temperature peak. This finding explains why the intensity of the peak varies randomly for a given dose since it can be caused by both ionizing radiation and mechanical stimulation. The isometric plot of doped compounds is shown in **Figure 2**. The light covers the whole range of wavelengths shown in the figure. This result contrasts sharply with the change in the spectrum of lithium tetraborate caused by the addition of copper. Pure lithium tetraborate emits light whose wavelengths cover the whole visible region [16]. The addition of copper brings about a significant change in the wavelength composition of the light, i.e. the spectral distribution shows a strong peak around 360 nm resulting from transitions of excited monovalent copper ions to their ground states, as described above [8, 17]. Therefore the emission spectrum of glassy sodium borate cannot be assumed to be caused by monovalent copper. lt should be noted that McKeever [18] reported that the emission spectrum of LiF containing Cu^{++} consists of a broad peak ranging from 350 to 600 nm and having its maximum at approximately 425 nm. A similar emission spectrum is observed in borate glasses containing copper [10]. The suggested mechanism is:

$$Cu^{+} + \text{hole} \rightarrow (Cu^{++})^{*} \rightarrow Cu^{++} + h\nu$$

Since the emission spectrum of glassy sodium tetraborate extends from 400 to 600 nm it is possible that Cu^{++} ions are involved in the TL processes. To determine the valence of copper in glassy sodium borate, ESR measurements have been performed. The spectrum of an irradiated sample is shown in **Figure 3**. lt exhibits the hyperfine structure typical for isolated Cu^{++} and is similar to the spectrum reported by Hosono *et al*. [19] for glassy sodium tetraborate containing copper. Ramana *et al*. [20] reported a similar signal for glassy Li_20-Na_20-B_20_3 compounds, and Gundurao *et al*. [6] for glassy $Li_2B_40_7$. Thus, this result lends support to Cu^{++} ions being related to the emission spectrum of glassy compounds. No change of the ESR signal is observed by annealing an irradiated sample at temperatures ranging between 100 and 450 °C. It follows that the amount of Cu^{+} involved in the TL processes is negligible compared to the amount of divalent copper.

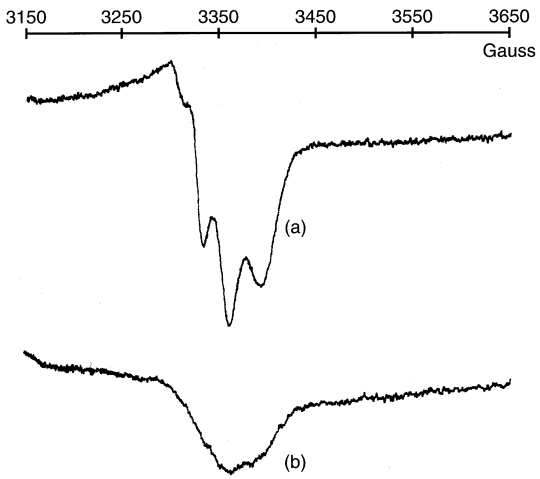


Figure 3. Electron spin resonance spectra at room temperature of (a) a glassy sample and (b) a crystalline sample. Microwave frequency: 9.58 GHz. Modulation frequency: 100 kHz. The modulation amplitude to obtair the spectrum shown in (a) is 0.5 G and 1.25 G for that shown in (b).

Compounds prepared via diffusion of the dopant at 715 °C have a higher response to gamma radiation than those baked at temperatures above the melting point, as can be seen in Figure 1. The glow curve is made of three peaks: a peak below 100 °C, which has a strong fading, a broad peak at 250 °C, which is thermally stable, and a peak similar to that shown at high temperatures in amorphous compounds, whose intensity varies randomly. The spectral composition of the light is quite different from the spectra of both pure and copper doped glassy compounds. It has a broad peak having its maximum at nearly 500 nm, as shown in the isometric plot (Figure 2). Other copper doped borates reported in the literature also exhibit a peak in their emission spectrum. As mentioned above, the emission spectrum of lithium tetraborate is made up of a peak at 360 nm. Copper doped borate glass has a peak at about 448 nm [10], and for copper doped calcium tetraborate the peak shows up at 540 nm [11]. Although the last wavelength differs significantly from those corresponding to the $3d^9 4s \rightarrow 3d^{10}$ transition of excited Cu^+ to its ground state (wavelengths between 381 and 456 nm) the peak at 540 nm has been attributed to monovalent copper [11]. As with the mentioned borates containing copper the peak at nearly 500 nm could be ascribed to $3d^9 4s \rightarrow 3d^{10}$ transitions of excited Cu^+ ions. If so, monovalent copper must be present in the crystalline samples. ESR measurements reveal the presence of Cu^+ ions. The Cu^{++} 1 signal of crystalline samples is several times lower than that observed in glasses (see Figure 3b). Since the concentration of copper is the same in crystalline and glassy compounds it follows that the majority of copper is in monovalent form. A possible explanation for the observed emission spectrum is that it is made of the superposition of both the emission of monovalent copper ions and that of divalent copper ions. The latter accounts for the width of the spectrum and the former for the appearance of a peak. Upon irradiation some Cu^+ ions should change to either Cu^{++} or Cu^0. No difference has been observed between the intensity of the ESR signal of irradiated samples and that of the same samples heated at 400 °C for 15 min. This result may be consistent with the emission of light by monovalent copper if the amount of the Cu^+ ions that change to Cu^0 or Cu^{++} upon irradiation for doses lower than 20 Gy is negligible compared to the amount of divalent copper, so that the conversion may not be reflected in the intensity of the Cu^+ signal.

In order to identify the borate compounds present in the crystalline samples we employed a Philips PW3710 difractometer. The main finding is that although the samples have been prepared from amorphous sodium tetraborate free of water different borates containing water are present. The following compounds have been identified: $Na_2B_4O_7.5H_2O$, $Na_2B_4O_5(OH)_4.8H_2O$, $Na_2B_4O_6(OH)_2.3H_2O$, $Na_2B_5O_8.5H_2O$ and $Na_2B_5O_8(OH).H_2O$. The infrared spectra of crystalline samples have been recorded with a FTIR Nicolet Magna 500. They exhibit absorption bands characteristic of the H_2O and HO^- groups. Since lithium borate prepared following the same procedure employed for the synthesis of sodium borate has a much better TL efficieney, as

mentioned above, its X-ray diffraction pattern was recorded to determine the compounds present in the samples. The analysis of the spectra indicates that the only compound present is anhydrous lithium tetraborate.

Summarizing, the findings reported in this letter indicate that the aggregation state of sodium borate compounds, crystalline or amorphous, has a strong influence on the valence state of the copper ions. As for both lithium tetraborate and lithium fluoride compounds containing copper, the highest TL efficiency is related to the presence of monovalent copper. The broad peak at 500 nm shown in the emission spectrum of crystalline compounds partially accounts for the low TL sensitivity since the wavelengths corresponding to the higher intensities do not match the optimal spectral range for photomultiplier tubes. Since ESR measurements show that both Cu^{+} and Cu^{++} ions are present in the crystalline samples it is suggested that the emission spectrum could possibly result from the addition of the emissions of both ions. Finally X-ray diffraction measurements reveal that: the samples are made of different borate compounds. Since lithium tetraborate having high efficiency is anhydrous, it is interesting to search for a synthesis method that allows production of anhydrous sodium tetraborate and then to investigate its TL properties. This work is on progress in our laboratories.

ACKNOWLEDGMENT

Grateful acknowledgment is made to Dr. Julio Sanchez and Jorge Danazo from Sanatorio Tandil for irradiating the samples.

REFERENCES

1. J.K. SRIVASTAVA and S.J. SUPE, J Phys. D, Appl. Phys. 22 (1989) 1537.
2. M. MARTINI, C. FURETTA, C. SANIPOLI, A. SCACCO and K. SOMAIAH, Radiat. Eff. Defects Solids 135 (1995) 133.
3. D.I. SHAHARE, B.T. DESHMUKH, S.V. MOHARIL, S.M. DHOPTE, P.L. MUTHAL and V.K. KONDAWAR, Phys. Status Solidi A 141 (1994) 329.
4. M. TAKENAGA, O. YAMAMOTO and T. YAMASHITA, Health Phys. 44 (1983) 387.
5. A.R. LAKSHMANAN, B. CHANDRA and R.C. B H AT T, Radiat. Prot. Dosim. 2 (1982) 231.
6. T.K. GUNDURAO, J.R. SAMADE and S.V. MOHARIL, Radiat. Eff. Defects Solids 138 (1996) 177.
7. Y. KUTOMI and A. TOMITA, Radiat. Prot. Dosim. 33 (1990) 347.
8. Y. KUTOMI, A. TOMITA and N. TAKEUCHI, ibid. 17 (1986) 499.
9. C.E. MOORE, in Atomic Energy Levels, Circular Natl. Bur. Stand. 467 (11) (1952) 117.
10. Y. FUKUDA, T. OKUNO and N. TAKEUCHI, Radiat. Prot. Dosim. 6 (1984) 309.
11. Y. FUKUDA and N. TAKEUCHI, J. Mater Sci. Lett. 4 (1985) 94.
12. Y. FUKUDA, A. TOMITA and N. TAKEUCHI, Phys. Status Solidi A 85 (1984) K141.
13. Y. FUKUDA, K. MIZUGUCHI and N. TAKEUCHI, Radiat. Prot. Dosim. 17 (1986) 397.
14. S. LORRAIN, J.P. DAVID, R. VISOCEKAS and G. MARINELLO, ibid. 17 (1986) 385.
15. F. SPANO, E. CASELLI, R. WAINSCHENKER and G. SANCHEZ, J. Phys. Condens. Matter 3 (1991) 2735.
16. G. SANCHEZ, F. SPANO, E. CASELLI, E. MEURISSE, M. CUTTELA and M. MANSANTI, ibid. 1 (1989) 2235.
17. M. MARTINI, F. MEINARDI, L. KOVACS and K. POLGART, Radiat, Prot. Dosim. 65 (1996) 343.
18. S.W.S. McKEEVER, J Phys. D., Appl. Phys. 24 (1991) 988.
19. H. HOSONO, H. KAWASOWE and T. KANAZAWA, J. Non-Cryst. Solids 33 (1979) 103.
20. M.V. RAMANA, K. SIVA KUMAR, S. RAHMAN, D SURESH BABU, S.G. SATHYANARAYAN and G. S. SASTRY, J. Mater Sci. Lett. 8 (1989) 1471.

PSA-Based Regulatory Approach in Argentina

Barón, J.H.; Chiossi, C.E. and Vallerga, H.R.

Presentado en: International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 4).
New York, EE. UU., 13-18 setiembre 1998

PSA-BASED REGULATORY APPROACH IN ARGENTINA

Barón, J.H.; Chiossi, C.E. and Vallerga, H.R.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

1. INTRODUCTION

The Argentinean Regulatory Authority (ARN) has established an acceptance criterion for nuclear plants [1], based on the probabilistic concept of the individual radiological risk, using the dose limitation system philosophy of the ICRP [2], [3] used for radiation protection. The objective of this criterion is to limit the individual risk associated to potential exposures to values comparable to the risk associated to normal exposures, during normal operations. For risk estimations, the set of accidental sequences that imply radiological consequences for either the public or the workers should be identified and the annual probability of such sequences must be calculated, as well as the effective individual doses in the most exposed group of the public or the most exposed worker. For the public, the weather probabilities may be taken into account, but not the application of eventual counter-measures. If sequence grouping is performed, the worst sequence (from the dose point of view) should be taken, with the probability resultant from the addition of those sequences that compose the group. Event trees and failure trees are used to estimate yearly probabilities.

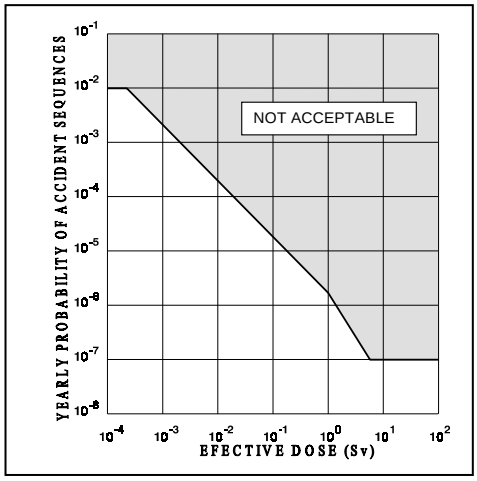


Figure 1: Criterion curve for public

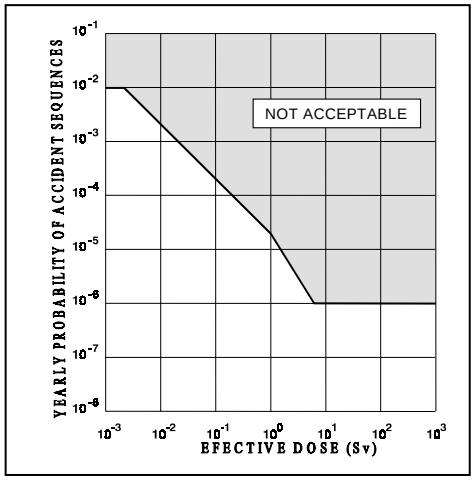


Figure 2: Criterion curve for workers

Finally, the criterion establishes that all the resulting values of probability and dose should result in points in the *acceptable* region of a criterion curve. This criterion curve is indicated in **Figure 1** for members of the public, and in **Figure 2** for workers. If the case is that more than 10 sequences are plotted, the probability value of each point must be divided by N/10, being N the number of sequences.

2. CRITERION FUNDAMENTALS

The individual risk concept is used in the derivation of the criterion curves, posing a limit to that risk. The individual risk is defined as the probability that a certain individual, during a certain period of time is accidentally exposed to ionizing radiation and dies due to that exposure.

Being X = “exposure” and F = “death due to that exposure”, the individual risk R is defined as: $R = P(X \bullet F) = P(X) \,.\, P(F / X)$

Where P(X) is the exposure probability of the individual, incurring on an effective dose E, and P(F / X) is the death probability of the individual after exposed to an effective dose E. P(X) depends on many factores related to the practice or accident itself, the siting, the individual location, etc., while P(F / X), instead, depends on the incurred dose E. This dependence increases in a linear relation up to approximately 1 Sv, with a slope of $\cong 5 \times 10^{-2}$ Sv^{-1}, and then with a steep sigmoid to reach values close to unity for doses of 6 Sv or higher. The individual risk can therefore be expressed as: $R = P(X) \,.\, P(F / X) = P(X) \,.\, f(E)$

It is assumed that for a certain installation or practice, N accidental sequences are possible to occur, each one with a given individual risk. Being so, the sequence *j* has a related risk $R_j = P(X_j).f(E_j)$. Assuming that the accident sequences are disjointed, the total individual risk R_T results: $R_T = \sum_N R_j$

Following the ICRP recommendations, and considering the limitations of the PSA methodology, the ARN has limited the risk for the public individuals to $R_T = 10^{-6}$ per year, and for the worker to $R_T = 10^{-5}$ per year. ARN has also assumed that with N=10 accident sequences, all the significative potential accidents are included (if they are less than 10, the situation is conservative, and if they are more than 10, the probability values must be scaled by N/10). Under this assumption, the contribution of each accident to the total risk R_T must be $R_j = 10^{-7}$ per year for the public, and $R_j = 10^{-6}$ per year for the workers, in order to not exceed the respective imposed limits.

Now, coming back to the expression of R = P(X).f(E), considering P(X) and E as variables, and R as a fixed parameter, it results, for the public and for the workers:

$$P(X) = \frac{10^{-7}}{f(E)} \qquad \text{and} \qquad P(X) = \frac{10^{-6}}{f(E)}$$

Plotting this functions in a *probability vs. dose* graph (log-log) the criterion curves of Figures 1 and 2 are obtained. These criterion curves have four segments:

- a first horizontal segment, which result from the truncation of the indicated functions at the value of $P(X) = 10^{-2}$ – this indicates that for ARN any installation or practice where *high probability* accidents with radiological consequences is not acceptable, independently of the doses involved
- a first inclined segment (with a 45° slope in the log-log graph), that correspond to the domain where f(E) is linear with a slope $\alpha \cong 5 \times 10^{-2}$ Sv^{-1}
- a second inclined segment, which corresponds to the domain where f(E) is sigmoid (which should imply a sigmoid representation on the log-log graph). For simplicity, ARN has conservatively approximated this behavior with a linear behavior (in the log-log graph) as indicated in Figures 1 and 2
- a second horizontal segment, which corresponds to the domain where $f(E) \cong 1$ (6 Sv and higher doses).

These “criterion curves” can therefore be considered *iso-risk curves* in all their segments, with the exception of the initial horizontal segments. The iso-risk values involved are 10^{-7} for the public and 10^{-6} for workers. The criterion curves limit two regions, identified as *acceptable* and *not acceptable* in the figures, being that all the points in the acceptable region have risk values lower to the limit indicated in the iso-risk curve.

3. CRITERION CURVES USE

To make use of the criterion curves, each radiological potential accident for a particular practice or plant is represented by a point A_j ($j \leq N$) which coordinates are[$P(X_j)$ - E_j]. For each criterion curve, a *constellation* of points should be obtained from PSA studies. These points must be represented in the criterion curves graphs, and all of them should fall in the *acceptable* region. Being this the case, it means that for each of the points the associated risk is lower or equal to the iso-risk regulatory requirement, and the practice or plant is considered acceptable.

In the case that one or more of these points fall into the *not acceptable* region, the licensing requirements are not fulfilled and the practice or plant is considered not acceptable. To become acceptable, modifications must be made to the practice or the plant, in order to *introduce* the points in the acceptable region. These modification may either reduce the likelihood (probability) by improving the safety systems, operator training, etc, reduce the consequence (dose) by providing mitigation systems or other means, or both. In this sense, the criterion curves can be used not only for the acceptance or rejection of a certain practice or plant, but also as a reference tool on how to turn it acceptable in case of initial rejection.

Furthermore, the need to ellaborate a full PSA for licensing requirements, allows for risk-ranking of different accident sequences, and its contributors, as a decision-making tool to improve the overall safety of the plant or practice, from the *risk point of view*.

3.1 The Atucha II case

Atucha II is a project developed by KWU and built in the Atucha site of Argentina, near the Parana river. It has a 700 MW(e) PHWR of the german design, with a pressure vessel and vertical fuel channels. Its construction begun in 1982 and was stopped due to budgetary reasons in a state very close to completion. At the time the Preliminary Safety Report [4] was written, a licensing PSA was performed, according to the licensing requirements of the moment [5]. These requirements had the same philosophy stated in these papers, but the criterion curve was more permissive, as it was based in ICRP-26 limits. When the limits were reviewed by the ICRP, so did the regulation in Argentina.

The results of this application of the criterion curve is shown in **Figure 3**. In this case, six *release cathegories* were obtained from the PSA, and they are represented by a set of points that correspond to different atmospheric stability classes, which have (each) different probabilities at the Atucha site, and also different associated doses due to the local population distribution. It can be seen that almost every point fits in the *acceptable* region. However, some effort is needed to improve the plant response to specific scenarios.

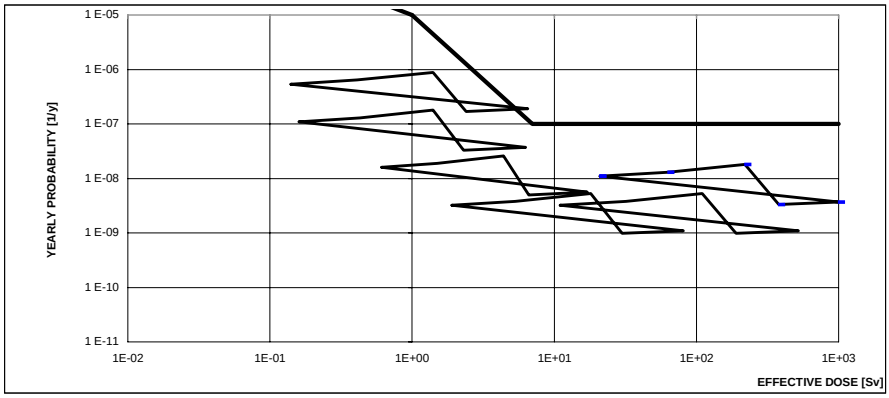


Figure 3: PSA results and acceptability line for Atucha II NPP (public)

If the more restrictive requirements of the present regulation should be applied [1], in case the project is continued and the plant finished, further effort should be made to fit in the *acceptable* region, from the *risk point of view*.

3.2 The Multi Purpose Reactor (MPR) case

Some applications of the argetinean criterium curves were performed for research reactors, as indicated in [6]. Using the same conceptual framework, a PSA was performed [7] for a specific pool-type research reactor (MPR). This is a 22 MW, argentine design, that has some distinctive characteristics, such as separate cooling circuits for the core and the pool, pneumatic driven control rods, gadolinium chambers as a second shutdown system, and distributed software-based safety logic. The PSA considered a series of initiating events in several reactor states (i.e. internal events, seism, shutdown radiation beams, etc) and both doses to the public and the workers were included in the study.

The PSA results are represented against the criterion curves in **Figures 4** and **5**. All the points (both for the public and the workers) fall in the *acceptable* region. From the *risk point of view*, they show a well balanced design. Although they are too close to the limit, it should be noticed that the basic design was contrasted to the old argentine criteria without the ICRP 60 correction and here results are contrasted to the actual criteria.

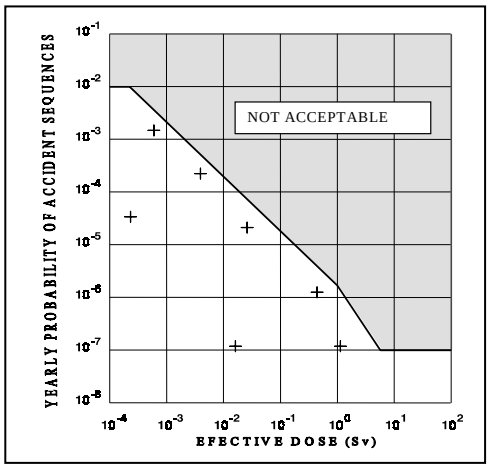


Figure 4: MPR PSA results (public)

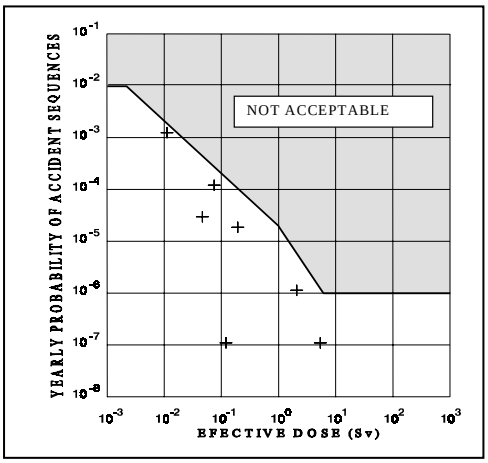


Figure 5: MPR PSA results (workers)

3.3 The CAREM-25 case

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 compact design with twelve once-through steam generators inside a pressure vessel. It is designed to operate by natural circulation, and all the safety functions make full use of inherently safe processes and they do not need any electric supply. At least two redundancies are provided for each safety function. The reactor protection system is software-based and uses a distributed logic approach.

For this project, a design-stage PSA was performed [8], to fulfill the licensing requirements, and to retrofit the design in those aspects specifically related to safety. The PSA results can be seen in **Figure 6**, compared to the criterion curve for the public.

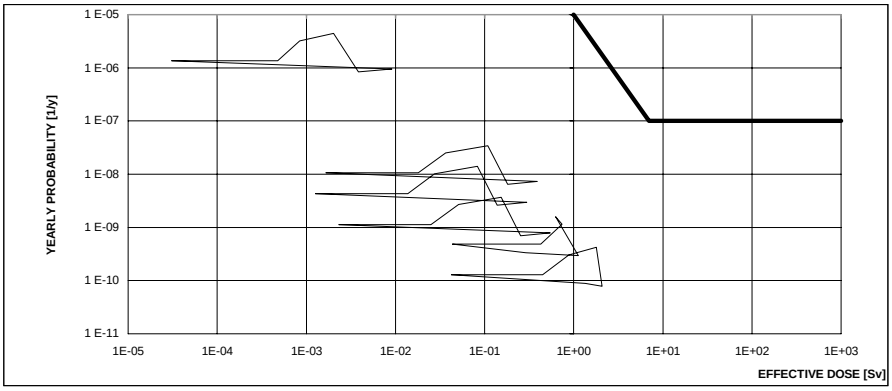


Figure 6: CAREM-25 PSA results and criterion curve (public)

Six release cathegories are indicated, with different values for different weather stability, and assuming a site similar to the Atucha site. The very low risk associated to this plant is shown, however, a specific release category has a relatively high probability, showing some asymmetry in the design. Based on the PSA results, many design modifications are being presently performed, and an even lower risk is expected from a revision of this PSA. In this sense, the PSA itself, and the comparison of results to the criterion curve, are a good tool to improve the overall safety of the plant.

4. CONCLUSIONS

The criterion curves used for licensing purposes in Argentina have shown to be a good tool to evaluate the safety level of nuclear installations, from the risk perspective. The use of a iso-risk concept for the derivation of the criterion curves is consistent with the ICRP recommendations, and allows for the simultaneous consideration of stochastic and non-stochastic effects.

The application of this approach has been shown for different nuclear plants, a *classic* large PWR, a research reactor, and an innovative prototype. The overall risk resulting from these applications highlights the design differences, and allows for a proper comparison among different concepts and different alternatives.

The *risk point of view*, therefore, extends beyond the licensing applications, and provides for design improvements that *effectively* reduce the overall risk of a certain plant. This fact is particularly useful when analyzing innovative concepts.

REFERENCES

1. Autoridad Regulatoria Nuclear; Norma Regulatoria AR 10.1.1 “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, AR 3.1.3 “Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes en Centrales Nucleares”, AR 4.1.3 “Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes”, Buenos Aires, 1997.

2. ICRP, “1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection”, ICRP-60, Pergamon Press, 1991.

3. ICRP, “Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework”, ICRP-64, Pergamon Press, 1993.

4. CNEA, “Preliminary Safety Analysis Report – NPP Atucha II”, App B, 1981.

5. CALIN, “Norma 3.1.3, Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes”, Buenos Aires, 1979.

6. Chiossi, C, “An Application of the Argentine Criterion Curves to Research Reactors”, Use of Probabilistic Safety Criteria TCM, IAEA, Vienna, 1988.

7. INVAP, “Preliminary Safety Report of the MPR Reactor”, Appendix, report number 0767 5320 3IBLI 001 10, Bariloche, 1994.

8. CNEA-INVAP, “Informe Preliminar de Seguridad – CAREM25”, Apéndice B, informe 0758 9720 2TAPQ 007 3º, Bariloche, 1996.

Niveles de iodo 129 en plantas coníferas en Argentina

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

NIVELES DE IODO 129
EN PLANTAS CONÍFERAS EN ARGENTINA

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

El Iodo 129 (^{129}I) es producido principalmente a partir de la reacción del xenón con la radiación cósmica en las altas capas de la atmósfera. Los ensayos nucleares atmosféricos y la operación normal de facilidades nucleares (en especial plantas de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados), liberan al ambiente pequeñas cantidades de ^{129}I, proveniente de la fisión del uranio.

La característica resinosa de las plantas coníferas permite acumular aerosoles, convirtiéndola en una excelente matriz para la determinación de ^{129}I (iodo libre y compuestos de iodo orgánico e inorgánico).

Hasta el presente no se registran mediciones de ^{129}I en plantas coníferas en el hemisferio sur y los resultados aquí obtenidos son los primeros que se publican. La técnica, desarrollada en los laboratorios que posee la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en el Centro Atómico Ezeiza (CAE), permite determinar la concentración de ^{129}I en agujas de coníferas, utilizando activación neutrónica. La reacción de captura de neutrones térmicos es ^{129}I (n,γ) ^{130}I. La energía gamma (Eγ) que emite el ^{130}I ($t_{1/2}$ = 12,6 horas) se mide por espectrometría.

Para alcanzar un bajo límite de detección en la determinación analítica del ^{129}I por activación neutrónica, todos los elementos que pueden contribuir al fondo de radiación deben ser eliminados, en especial después de la irradiación de la muestra. La presencia de bromo de los vegetales es minimizada por esta técnica.

Desde el punto de vista de la vigilancia radiológica ambiental y las salvaguardias, la medición de este ^{129}I en el ambiente permitiría detectar actividades no declaradas de reprocesamiento.

MATERIALES Y METODOLOGÍA UTILIZADA

Se analizaron agujas de pino, cedro y casuarina que fueron recolectadas en áreas seleccionadas. En esta primera etapa del trabajo se escogieron zonas donde se registran actividades de origen nuclear. Las áreas elegidas fueron:

- Central Nuclear Atucha I (CNA I) y los alrededores.
- Central Nuclear Embalse (CNE) y los alrededores.
- Centro Atómico Ezeiza (CAE) y los alrededores.

Como área alejada de los mencionados lugares se escogió la ciudad de Buenos Aires y su Zona Norte.

En la **Figura 1** se pueden observar los puntos de muestreo correspondientes a la CNA I y los alrededores. El detalle de las muestras recolectadas es el siguiente:

- (1) Cedro, frente a la barraca de Inspectores (dentro del predio de la CNA I).
- (1) Pino, atrás de la barraca de Inspectores (dentro del predio de la CNA I).
- (2) Pino, frente a una finca de producción de kiwi.
- (3) Pino, 300 m antes de la escuela.

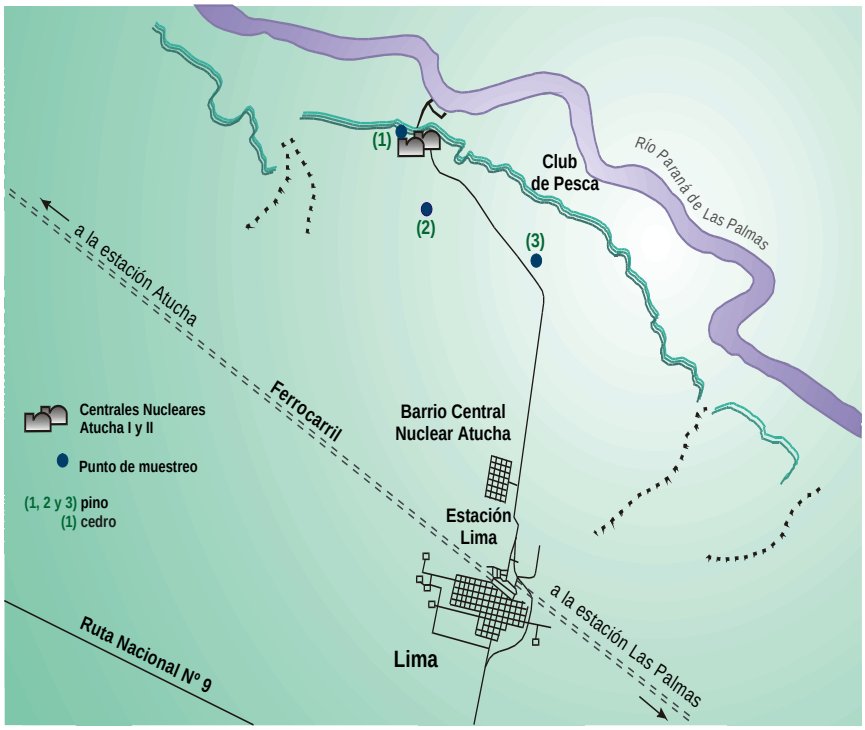


Figura 1. Puntos de muestreo en los alrededores de CNA I

En la **Figura 2** se pueden observar los puntos de muestreo correspondientes a la CNE y los alrededores. El detalle de las muestras recolectadas es el siguiente:

- (1) Cedro, frente a la Casa de Bombas (dentro del predio de la CNE).
- (1) Pino, frente a la Estación Meteorológica (dentro del predio de la CNE).
- (2) Pino, en la entrada a la estancia “La Aguada”.
- (3) Cedro, en la entrada a la Gendarmería.
- (4) Cedro, en la Desembocadura del Canal de Descarga.
- (5) Pino del Club de Pesca.
- (6) Pino, atrás de la Usina Hidraúlica, frente al Dique.

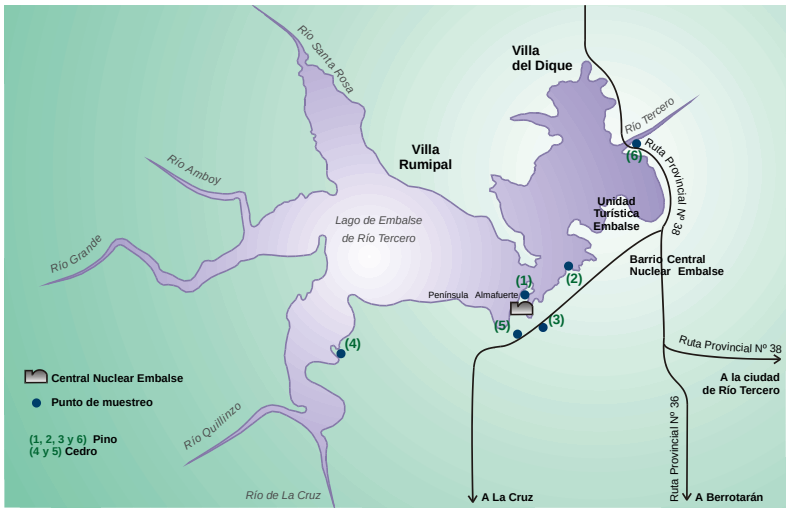


Figura 2. Puntos de muestreo en los alrededores de CNE

En la **Figura 3** se pueden observar los puntos de muestreo correspondientes al CAE y los alrededores. El detalle de las muestras recolectadas es el siguiente:

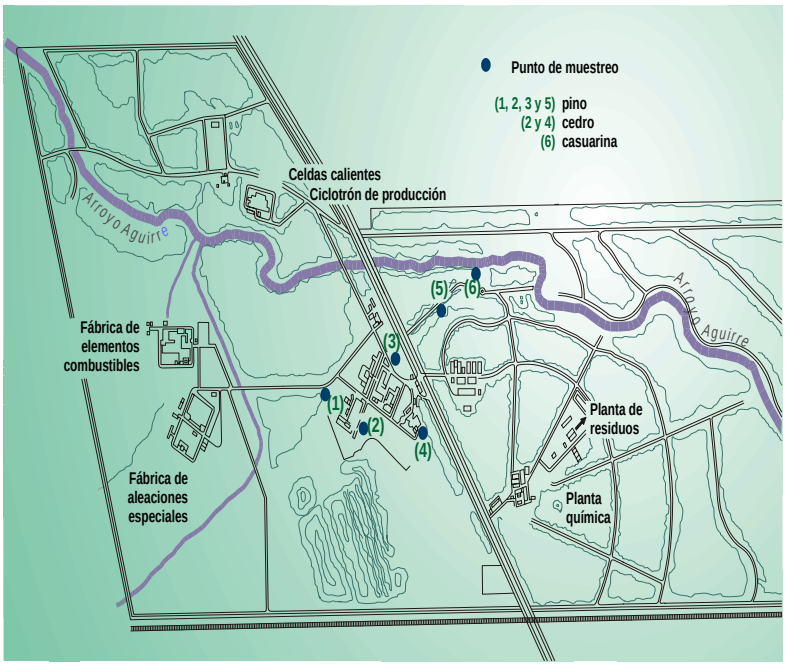


Figura 3. Puntos de muestreo en los alrededores del CAE

- (1) Pino, atrás del reactor RA-3 (dentro del predio del CAE).
- (2) Pino, frente a la Planta de Producción (dentro del predio del CAE).
- (2) Cedro, frente al reactor RA-3 (dentro del predio del CAE).
- (3) Pino, frente a la ruta (dentro del predio del CAE).
- (4) Cedro, atrás del comedor CAE (dentro predio del CAE).
- (5) Pino, en la torre de agua de Guardería.
- (6) Casuarina, en la rotonda de Guardería.

La técnica analítica utilizada consiste de diferentes etapas:

1. Digestión por fusión alcalina de la muestra
2. Primer etapa de purificación radioquímica del iodo 129 por destilación y posterior extracción por solventes.
3. Destilación y adsorción en carbón activado.
4. Irradiación neutrónica.
5. Segunda etapa de purificación radioquímica, del iodo 130, por destilación y posterior extracción por solventes.
6. Medición por espectrometría gamma del iodo 130.

Después de un periodo de decaimiento de 48 horas, el carbón activado retirado del reactor presentó niveles de exposición entre 3 y 5 mSv/h en contacto, fundamentalmente debido a la generación de sodio 24 (^{24}Na; $t_{1/2}$ = 15 horas, Eγ = 2 MeV).

Se midió la emisión de radiación gamma utilizando un detector de germanio hiperpuro coaxial, 25% de eficiencia relativa. La medición se realizó durante 6 horas y el límite de detección se calculó utilizando el método RISO que presenta un 99% de confianza.

El ^{131}I ($t_{1/2}$ = 8 días, Eγ = 364 keV) se utilizó como trazador.

El flujo de neutrones térmicos utilizado fue de 2 x 10^{13} neutrones cm^{-2} s^{-1}. Cada muestra fue irradiada conjuntamente con un patrón conteniendo una cantidad conocida de ^{129}I, para evaluar correctamente dicho flujo.

En la **Figura 4** y en la **Figura 5** se muestran los espectros de emisión gamma correspondientes a muestras de agujas de cedro y pino del punto 1 de la CNA.

En ambos espectros se observan los picos de ^{130}I y de las interferencias ^{126}I ($t_{1/2}$ = 13,02 días) y ^{82}Br ($t_{1/2}$ = 1,47días). Estos radionucleidos son halógenos que presentan un comportamiento radioquímico similar al ^{130}I y son generados a partir de los elementos estables ^{127}I y ^{81}Br. El ^{126}I (Eγ = 388 y 668 keV) interfiere el pico de 668 keV correspondiente a ^{130}I. El ^{82}Br (Eγ = 554, 619, 698, 777, 828, 1044 y 1317 keV) eleva el fondo de radiación.

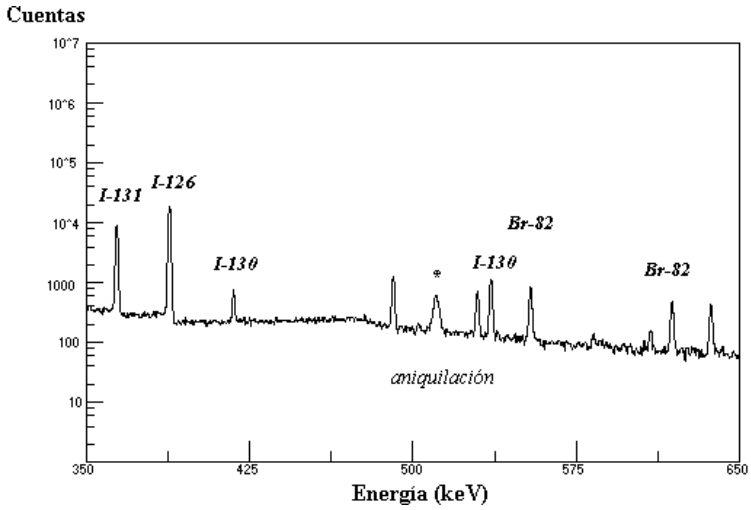


Figura 4. Espectro de emisión gamma de agujas de cedro de la CNA I

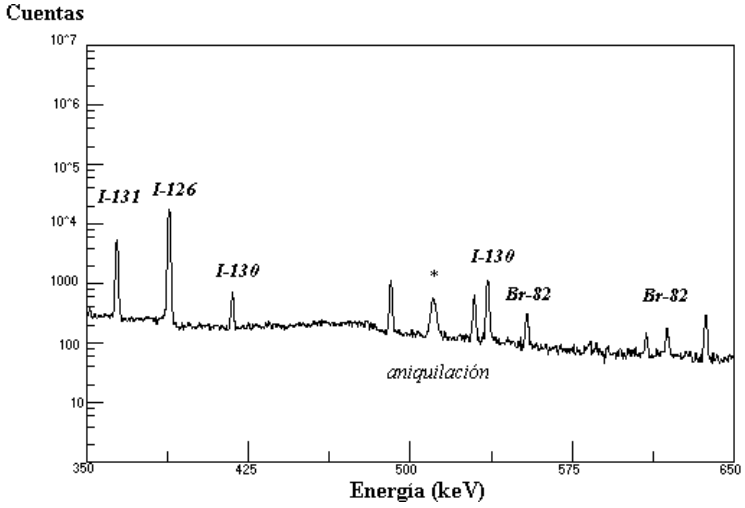


Figura 5. Espectro de emisión gamma de agujas de pino del CAE

El pico de ^{131}I ($E\gamma$ = 364 keV) que se observa en los espectros, se utilizó para calcular el rendimiento total del proceso. Para las diferentes muestras se obtuvieron rendimientos globales mayores al 60%.

La geometría de medición utilizada fue vial de 20 cm^3. El cálculo de la actividad del ^{130}I se realiza utilizando el pico de $E\gamma$ = 536 keV, que no presenta interferencias.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Las muestras recolectadas en las zonas seleccionadas fueron analizadas y la concentración de ^{129}I medida se presenta en la Figura 6. Algunas de las muestras recolectadas en la zona del CAE y en la zona de la CNE no fueron informadas por estar en proceso radioquímico.

Las fechas de recolección de las muestras fueron las siguientes:

- CNA I: 11 de Junio de 1998.
- CNE: 6 de Agosto de 1998.
- CAE: 5 de Mayo de 1998.
- Bs.As.: 12 de Agosto de 1998.

Los niveles de concentración medidos, en esta primera etapa, presentan una alta variabilidad dependiendo de la fecha de toma de muestra, el tipo de instalación seleccionada, las condiciones climáticas de la época y el estadio de la planta conífera. Sin embargo, podemos observar que los valores medidos son sensiblemente inferiores al valor medio de 3.330 mBq/kg, reportado en los alrededores de plantas de reprocesamiento en USA, por el Pacific Northwest Laboratory en el informe BNWL-SA-5287. El perfeccionamiento de la técnica desarrollada, permitirá mejorar el límite de detección y alcanzar el verdadero nivel de concentración en la zona de Buenos Aires. El valor actualmente informado fue menor que 8 mBq/kg, mientras que el reportado en USA fue de 0,37 mBq/kg.

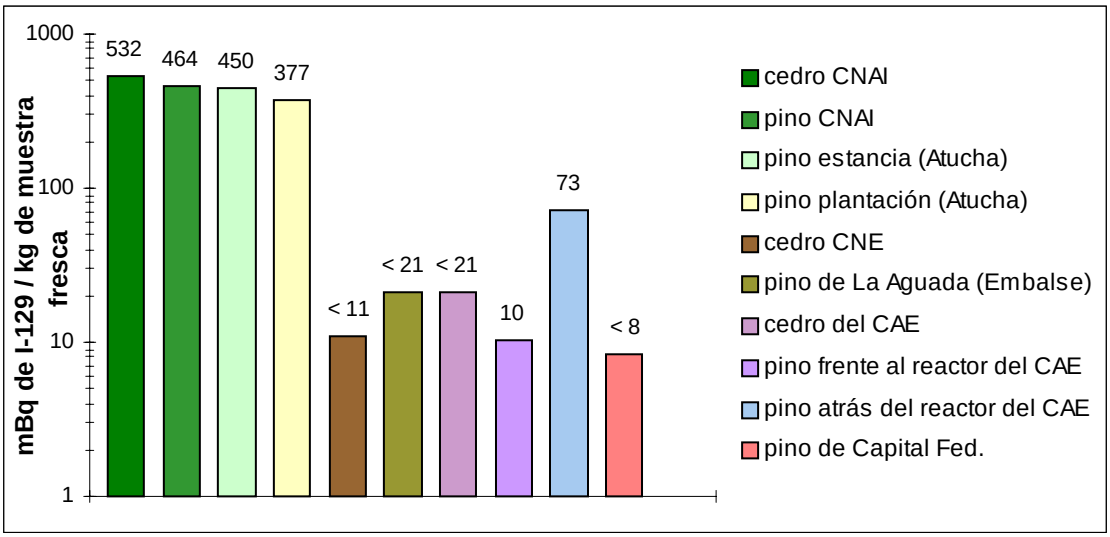


Figura 6. Concentraciones de ^{129}I en plantas coníferas

Estos primeros resultados presentados deben ser complementados con la recolección de más muestras en las zonas seleccionadas y extender el muestreo a otras zonas del país, permitiendo así obtener una mejor estadística de los niveles registrados actualmente. Adicionalmente, se prevé analizar otras matrices, tales como tiroides vacunas, leche, algas, sedimentos.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. Magno, P.; Reavey, T.; Apidianakis, J. (1972) Iodine-129 in the environmental around a nuclear fuel reprocessing plant. U.S. Environmental Protection Agency, ORP/SID 72-5.

2. Brauer, F.P.; Tenny, H. (1975), ^{129}I Analysis methodology, Pacific Northwest Laboratory, BNWL-SA-5287.

3. Muramatsu, Y. et al. (1984) Neutron activation analysis of ^{129}I and ^{127} I in environmental samples. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 83, N° 2.

4. Muramatsu, Y.; Ohmomo, Y. (1988) Determination of Iodine-129 and Iodine-127 in environmental samples collected in Japan. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 123, N° 1.

5. Handl, J. et al. (1993) Biospheric ^{129}I concentrations in the pre-nuclear and nuclear age. Health Physics. Vol. 65, N° 3.

6. Perkins, R.W.; Wogman, N.A. (1993) Current and potential technologies for the detection of radionuclide signature of proliferation, PNL-SA-22130.

7. Rosenberg, R. (1993) Non-conventional measurement techniques for the determination of some long-lived radionuclides produced in nuclear fuel. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 171, N° 2.

8. Perkins, R. W.; Wogman, N. A. (1993) Current and potential technologies for the detection of radionuclide signatures of proliferation. PNL-SA-22130.

9. Muramatsu, Y.; Yoshida, S.(1995) Determination of ^{129}I and ^{127} I in environmental samples by neutron activation analysis and inductively coupled plasma mass spectrometry. J. Radioanal. and Nuclear Chem., Articles, Vol. 197, N° 1.

Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear

Segado, R.C. y Menossi, C.A.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

CURSO DE POSTGRADO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y SEGURIDAD NUCLEAR

Segado, R.C. y Menossi, C.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el año 1977, la entonces Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica implementó un Curso de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.

En 1980, por convenio con la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires y el Ministerio de Salud y Acción Social se transformó en Curso de Postgrado, y a partir de ese año recibió el auspicio de la OIEA.

Desde entonces se ha venido dictando ininterrumpidamente, y de él han egresado hasta el presente 516 profesionales, de los cuales aproximadamente la mitad fueron argentinos, y el resto extranjeros (mayoritariamente latinoamericanos) becados por el OIEA.

Actualmente el Curso continúa siendo desarrollado por la Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina, con los mismos colaboradores y auspicio.

El objetivo del mismo radica en la capacitación de profesionales que participarán en el diseño, construcción, operación y cierre de instalaciones nucleares y radiactivas (comprendiendo éstas, las aplicaciones médicas e industriales), y los aspectos regulatorios concernientes.

El cuerpo docente está integrado por especialistas, provenientes fundamentalmente de las instituciones que lo organizan, del OIEA (que posibilita la participación de especialistas internacionales) y profesionales de otras instituciones nacionales (oficiales o privadas).

Durante el desarrollo del curso se realizan trabajos prácticos en laboratorios e instalaciones dedicados específicamente a las técnicas, determinaciones y/o experimentación, en las que se capacita al participante.

El nivel de excelencia de la capacitación que se brinda puede apreciarse al observar que en muchos países de América latina y el Caribe, cargos de relevancia en instituciones especializadas en temas radiactivos y nucleares son desempeñados por ex-alumnos del curso.

En el presente trabajo se describen las características fundamentales del curso, de su desarrollo, organización y contenido programático.

ANTECEDENTES

El antecedente de este curso se remonta a 1977 en que, la entonces Gerencia de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica de la Argentina (CNEA) implementó un curso de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, de nueve meses de duración y seis horas diarias de clase, dirigido a profesionales y técnicos experimentados de la Institución, a dicho curso asistieron también profesionales becarios de la República del Perú, en virtud de un convenio que por la construcción de un reactor nuclear existía con dicho país.

Posteriormente, en el año 1980, por convenio entre la CNEA, la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires y el Ministerio de Salud (Argentina), el curso se transformó en

Curso de Postgrado en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear y a partir de ese año recibió el auspicio del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Desde ese año el OIEA envió becarios extranjeros a participar en los cursos, cubriendo los costos de traslado y estipendio de los mismos.

OBJETIVO

El Objetivo del curso consiste en la formación de profesionales en temas de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, temas estos que no están comprendidos en los contenidos de las carreras de grado que se imparten en las universidades de la mayoría de los países y que son de vital necesidad para profesionales que participan en el diseño, construcción, operación y cierre de instalaciones radiactivas y nucleares, como así también en los aspectos regulatorios concernientes.

CARACTERÍSTICAS ACTUALES

A partir de 1990 el curso fue estructurado en dos módulos:

1er Módulo: Protección Radiológica

2do Módulo: Seguridad Nuclear

La duración de dichos módulos es de 20 y 10 semanas respectivamente, actualmente las clases del módulo de Protección Radiológica son dictadas por veintitrés especialistas de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), cuatro de la Facultad de Ingeniería (UBA), dos del Ministerio de Salud y Acción Social y tres de otras instituciones y se dictan seis conferencias a cargo de especialistas argentinos y extranjeros.

Durante el desarrollo del 1er Módulo (Protección Radiológica) se efectúan trabajos prácticos sobre los siguientes temas:

- Neutrónica; cinética de reactores
- Interacción de la radiación con la materia
- Detectores; espectrometría gamma
- Dosimetría de la irradiación externa
- Dosimetría de la contaminación interna
- Dosimetría biológica
- Determinación de actínidos en muestras biológicas
- Monitoraje de áreas
- Simulacro de emergencias; búsqueda de una fuente perdida
- Determinación de eficiencia de sistemas de filtrado

Los trabajos prácticos se efectúan en laboratorios de la ARN, CNEA e instituciones privadas especializadas, se trata de que dichos laboratorios consistan en instalaciones destinadas específicamente a la realización de análisis y determinaciones afines a los objetivos del trabajo práctico, con lo que se pretende que el educando se interiorice de las característica de las instalaciones y del equipamiento requerido. Durante la realización del Segundo Módulo (Seguridad Nuclear) el dictado de las clases está a cargo de diez especialistas de la ARN y tres conferencistas y se efectúa un simulacro de emergencia y visitas técnicas a las centrales nucleares de potencia en operación: Atucha I, Embalse y a la Central Nuclear en construcción Atucha II, pertenecientes a Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima - (NASA).

Previamente al dictado de las clases de los diversos temas se suministraban a los alumnos los apuntes correspondientes a las mismas, en forma de versículos, a partir de 1998 dichos versículos han sido reemplazados por dos manuales que contienen la totalidad de los temas desarrollados durante el 1er Módulo, encontrándose en etapa de confección el manual correspondiente al 2do Módulo.

Adicionalmente se entrega a los participantes bibliografía sobre temas específicos suministrada por ARN y OIEA, disponiendo también de una biblioteca de la que pueden hacer uso irrestricto, en la que se encuentra bibliografía disponible internacionalmente sobre la disciplina, incluyendo la proveniente de importantes organismos de gran desarrollo en los mismos.

Durante la realización del curso se efectúan evaluaciones escritas sobre grupos de temas afines, a efectos de que el capacitando dedique su máxima atención a aspectos que guardan vinculación de objetivos, favoreciendo así su interpretación. Dichas evaluaciones deberán ser aprobadas, restando la posibilidad, de que en caso de la no aprobación de algunos de los temas comprendidos, los mismos puedan ser recuperados en una evaluación oral posterior.

Próximo a la conclusión de cada uno de los módulos los participantes deberán, individualmente, desarrollar un seminario sobre un tema a su elección, (dentro de los que fueron desarrollados en el curso), para cuya realización cuentan con la asistencia de un especialista que desempeña funciones de tutor, orientando, asesorando y recomendando la bibliografía a consultar; posteriormente un resumen del seminario es presentado por su ejecutor ante la totalidad del alumnado a los efectos de su difusión y evaluación.

A diecinueve años de iniciado el dictado anual del curso de postgrado, han egresado de él 516 profesionales, de los cuales 252 fueron argentinos y 264 extranjeros en su mayoría provenientes de países hermanos de América Latina y el Caribe.

En la siguiente tabla se detalla la cantidad de egresados agrupados por nacionalidades.

Países	**Nº egresados**	**Países**	**Nº egresados**	**Países**	**Nº egresados**
Argelia	4	Argentina	252	Bolivia	21
Brasil	20	Colombia	18	Costa Rica	6
Cuba	29	Chile	22	Ecuador	17
El Salvador	3	España	1	Filipinas	8
Guatemala	8	Méjico	15	Marruecos	1
Nicaragua	2	Panamá	3	Paraguay	6
Perú	35	Polonia	1	R. Dominicana	3
Rumania	1	Uruguay	15	Venezuela	21
Vietnam	1	Yugoslavia	1	Zaire	2
			Total: 516		

Entre las particularidades del curso es destacable el hecho de que se trata de un curso formativo dictado en idioma español dirigido fundamentalmente a profesionales de países de la región que poseen realidades tecnológicas y económicas similares y distintas a la de los países altamente desarrollados.

El nivel de excelencia de la capacitación que se brinda puede apreciarse al observar que en muchos países de América Latina y el Caribe, cargos de relevancia en instituciones especializadas en temas radiactivos y nucleares son desempeñados por egresados de este curso.

TOMO 2

Performance as a Basic Regulatory Rule

Spano, F.; Rudelli, M.D. and Tellería, D.M.

Presentado en: International Conference on the Safety of Radiation Sources
and the Security of Radioactive Materials.
Dijon, Francia, 14-18 setiembre 1998

PERFORMANCE AS A BASIC REGULATORY RULE

Spano, F.; Rudelli, M.D. and Tellería, D.M.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

In Argentina, the Nuclear Regulatory Authority has been sustained, from beginning by a normative system whose fundamental features are its requirements for performance.

The Authority has defined indicators for carrying out the classification of practices as major o minor. (As a function of the complexity of processes and operation, equipment, associate risks and type of consequences, etc.).

An example is given base on the requirements of standards related with the practice of gammagraphy in Argentina.

From the Authority records we know that the effective dose of operators registered do not exceed 5 mSv per year. The associate risk is lower than 2 10^{-4} per year.

Risk assessment in scenarios resulting in a potential exposure, taken into account the Argentine standards gives a total risk per year in the order of 10^{-4} for workers and 4 10^{-5} for members of the public.

The contents and requirements of system that sustains the regulatory authority can be prescriptive or just based in performance. A decision in favour of one of them should not only reflect the technical-scientific reality of the country implementing it but also other factors like social and economic issues.

1. INTRODUCTION

Any system enacted to control exposure to ionising radiation has as primary objective the protection of health of people against the deleterious effects of radiation.

Establishing the appropriate level of radiological protection and safety of radiation sources used in practice or intervention attains this objective. In other words, by standards that guarantees appropriate levels of risk and insuring compliance, while performing the practice or in accidental situations.

Obviously implementing the philosophy, principles, and objectives of a regulatory system is not an easy task. When is carried out a decision has to be taken how detailed should be regulations to be enforced.

The contents and requirements of a normative system that sustains the regulatory authority can be prescriptive or just asking for performance objectives. The decision in favour of one of them will not only reflect the technical-scientific reality of the country implementing it but also other factors like social and economic issues.

Important points to keep in mind while establishing the framework of the regulatory system are:

- the qualifications and
- how clearly are functions and responsibilities of regulators and registrants defined.

The importance of these characteristics facilitates the implementation and the daily control of compliance of standards and rules established by the regulatory system.

More clarity in establishing functions, responsibilities, and training requirements simpler would be to implement the infrastructure and control mechanisms of a regulatory system based essentially on a performance normative. A system implemented this way allows the responsible of the practice to act with freedom but within well defined limits.

Consequently, carrying out regulatory tasks penalises less the practices and is possible to direct more effectively the Authority resources towards the weakest points in the regulatory system.

On the contrary, if there are difficulties to implement a regulatory framework on the above-mentioned points, the initial setting of the system could be based on prescriptive standards. In such system, a practice should be authorised fixing all parameters in order to assure normal operation restraining the potential exposure's risk.

Nevertheless, since times degrades operating conditions and components alike and consequently increases probability of abnormal events, the only coherent barrier to degradation is:

- an increment in a clear definition of functions and responsibilities and
- enormous efforts towards, a permanent requalification of regulators and registrants.

A detailed system can generate a special risk from just compliance with regulations without leaving margin or will for improvements or interpretations of new “forms of non-safety” learnt during practice. Such systems generally are very extensive and must be updated when technology changes. In particular, retraining allows, learning from experience, to improve technical infrastructure and the safety culture in the practices.

An example is given that supports the preceding statements, on the base of analysis of some requirements of relevant standards related with the practice of gammagraphy in Argentina. [1][2][3]

2. AN OUTLINE OF THE ARGENTINE REGULATORY SYSTEM

In Argentina, the Nuclear Regulatory Authority sustains, from beginning on a normative system whose fundamental and dominant feature is its requirement of performance. A program of permanent training always accompanied its development and consolidation.

The Regulatory Authority has defined clearly the objectives of radiological protection and safety of sources that should be attained, together with functions and responsibilities of the parties. Also has fixed minimum qualification training, required to receive the authorisation to work with radioactive material or ionising radiation. Besides the control mechanisms established includes the need of permanent training, in order to maintain or to improve safety level.

Above the exemption level, is only possible to carry on a practice if the Regulatory Authority grants a License for a major or an Authorisation for a minor practice. The Regulatory Authority has defined indicators for carrying out the classification of practices (as a function of the complexity of processes and operation, equipment, associate risks and type of consequences, etc.). Consequently has defined as major practice every type of nuclear reactor (including zero power), radioactive installations or major accelerator and as minor practice all installation or practice not exempt that have not been qualified as major.

One indicator is the denominated Radioactive Inventory Index, $r = \sum_i a_i A_i$; where A_i is the activity of all radionuclides present simultaneously in a practice. The parameter a_i, for the case of gammagraphy, is obtained calculating the value from the dose rate at 1 meter given by the radionuclide i, divided by 0.1 Sv/h. If $r < 2$ the practice is defined as a minor and if $r > 2$ a major.

Considering the activity of sources used in gammagraphy the practice should be declared as major. However, it has been defined as a minor practice, with a level of requirements superior to the average minor practice. (An application of the performance philosophy based on a defined safety goal).

This decision was based essentially in:

a) that equipment used are very similar,
b) the procedures and operation are simple and repetitive,
c) It is possible to limit up to reasonable values the level of risk to potential exposures.

Still, even after the regulatory framework for the practice has been defined, the user has the possibility (and the responsibility) facing a particular situation, of carrying out an analysis of optimisation of the operation with the purpose of evaluating and justify possible changes.

This “freedom” has its clear limits. One condition is to consider permanently parameters allowing the evaluation of event precursors leading to potential exposures. (e.g. inspection, and maintenance of the equipment, exposure rates during the operation, etc.).

As example the normative determines the use of an exclusion area (but it doesn't gives dose rates values at the border), when the practice is carried out in open space, like the case of taking x-rays in structures very near to highways and bridges. Complying with the standard "blindly" transit should be stopped.

However, sometimes such decision could create a conflict with the community. The Argentine standard allows the practice responsible to bypass its requirement.

In that case, the integrated effective dose E that the most exposed individual member of the public would receive during the time spent at the place of the practice while transit is passing through would be:

$$E = \Gamma_0 \, \pi \, d_0 / v.$$

Being Γ_0 the dose rate (about 50 mSv/h) at a fixed distance d_0 (of the order of 3 m) and v, the speed of vehicle. A conservative calculation, without considering collimation effects, gives as estimate a value of 6 μSv for E and a collective dose S, of the order of 10 man mSv per x-ray. These values are acceptable in relation to cost and the economic and social burden due to interruption of vehicle circulation.

One has to bear in mind that carrying on the practice in such manner is not the usual one the only dose will be from external irradiation. Moreover is very unlikely the same individual member of the public would be exposed in more than one occasion.

On the other hand, the important to keep in mind among the scenarios chosen with risk’s evaluation purpose, would be the possibility of a bottleneck creating a traffic jam or a crash at the practice location. Such situation can be overcome by withdrawal of the source into its shielded container.

3. RISK ASSESSMENT OF A "MINOR" PRACTICE: GAMMAGRAPHY

Compliance with the Nuclear Regulatory Authority standards while carrying on the practice ensures an appropriate radiological protection and safety level for normal operation and a limited risk for potential exposure.

From the Regulatory Authority records we know that the effective dose of operators registered and informed per calendar year do not exceed 5 mSv. Consequently can be assured that the normal practice have an associate risk lower than $2\ 10^{-4}$ per year. [4] [5]

The risk evaluation for potential exposure has been made using event tree analyses. It is not an easy job because use of mobile sources is mostly based on good operational procedures. Therefore quantitative analysis of potential exposures from such sources is more difficult and

there is more room for uncertainties than in the analyses of fixed installations with designed intrinsic safety features. [6]

This does not only hinder the task to select the appropriate set of probability numbers for every node but also for dose assessment as result of the sequences. The values used for the probabilities were worked out from operating experience and experts' opinion.

The doses associated with sequences producing potential dose only to workers, were the better quantified. On the other hand, there is more uncertainty in quantification of sequences that conclude with a potential exposure to members of the public. In a conservative approach, deterministic harm was assumed (f (E)= 1) for most of them.

Among all the possible scenarios involving mobile sources have been analysed those considered important due to their contribution to total risk such as source lost due to operational mishap or error, [i.e.]. Source disconnection or cable jamming. [6]

The result of the evaluation has been taken as representative for five possible scenarios with sequences that could conclude in potential exposure to workers and to members of the public. Obviously, the calculated risk is only relevant to mobile sources within the regulatory system.[6][7]

The risk assessment in previously mentioned scenarios with event sequences resulting in a potential exposure, taken into account the relevant Argentine standards requirements gives a total risk per year in the order of 10^{-4} for workers and 4 10^{-5} for members of the public. The total risk per year for workers calculated, is of the same order than the normal operation risk. For the members of the public, the value of total risk is larger than the regulatory defined risk for this practice (1.5 10^{-5} in one year) but acceptable if uncertainties are taken into account.

It has to be underlined that for source losses especially due to road accidents or robbery, the Argentine Nuclear Regulatory Authority has organised a Radiological Emergencies Intervention Group in collaboration with different security forces. Intervention is triggered by the report of occurrence of an abnormal situation and acts in the mitigation of the consequences and only after, the practice responsible capability has been overcome.

4. CONCLUSIONS

It is possible to sustain a regulatory system on a normative based in performance when the functions and responsibilities are well defined and importance is given to training. It allows more freedom and gives chances to improve the radiological safety, inside a controlled framework.

We strongly believe that even when regulatory systems are implemented initially with a strongly prescriptive regulation, it is necessary to carry out all efforts needed to facilitate the change towards a normative where performance is the basic rule.

BIBLIOGRAPHY

1. AR 10.1.1, Norma Básica de Seguridad Radiológica. ARN, Argentina.
2. AR 7.11.1, Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía. ARN, Argentina.
3. AR 7.9.1, Seguridad Radiológica para la operación de equipos de gammagrafía. ARN, Argentina.
4. ICRP(1991). 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological protection. ICRP Publication 60. Annals of ICRP 21(1-3). Pergamon Press. Oxford, UK.
5. ICRP(1993). Protection from Potential Exposure: a Conceptual Framework. ICRP Publication 64. Annals of ICRP 23(1). Pergamon Press, Oxford, UK.
6. ICRP(1997). Protection from Potential Exposure: Application to Selected Radiation Sources. ICRP Publication 76. Annals of ICRP 27(2). Pergamon Press, Oxford, UK.
7. Tellería D.M., et al., Management of "Orphan" Sources, these Proceeding. Report.

Modelo para simular la oxidación de Zircaloy-4 a 400°C en vapor de agua. Influencia del ciclado térmico y la estructura

García, E.A. y Béranger, G.

MODELO PARA SIMULAR LA OXIDACIÓN DE ZIRCALOY-4 A 400ºC EN VAPOR DE AGUA. INFLUENCIA DEL CICLADO TÉRMICO Y LA ESTRUCTURA

García, E.A.* y Béranger, G.**

* Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

** Université de Technologie de Compiegne
Francia

RESUMEN

La vaina de Zircaloy-4 contiene el material combustible nuclear y es la primera barrera para la contención del mismo y de los productos de fisión generados durante el funcionamiento del reactor nuclear de potencia. Es por esta razón que es muy importante conocer y poder simular su comportamiento tanto durante su funcionamiento como en condiciones de accidente severo, este último caso será tratado separadamente.

Se presenta un modelo que simula la oxidación de Zircaloy-4 en vapor de agua a 400°C con diferentes precipitados y tamaños de grano. El modelo combina difusión con porosidad interconectada, define una interfaces en el óxido, que separa las fases de porosidad interconectada con porosidad no interconectada en el óxido (PI/PnI), que se propaga en forma discreta en el tiempo y es capaz de reproducir las cinéticas de oxidación experimentales. Fue posible establecer una correlación entre los parámetros responsables del comportamiento del óxido (protector o no) y las características metalúrgicas del substrato metálico.

INTRODUCCIÓN

La cinética de oxidación de Zirconio en una atmósfera oxidante exhibe sucesivos regímenes cinéticos. Los primeros regímenes son en general una sucesión de cortos regímenes parabólicos cambiando luego a un régimen pseudo lineal (una sucesión de cortos regímenes parabólicos que puede ser aproximado por un régimen lineal en promedio). La transición entre el régimen parabólico y lineal se denomina “break-away” y está asociado a la pérdida del poder protector del óxido. Simultáneamente con el crecimiento de la capa de óxido la disolución del oxígeno ocurre en el substrato metálico subyacente, la fase-α. En la Figura 1 se muestra un ensayo de oxidación de Zircaloy-4 a 400°C en vapor a 10,5 Mpa. Las curvas termogravimétricas son cualitativamente similares pero cuantitativamente diferentes.

PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

Los resultados experimentales que se usan en este trabajo, se realizaron en forma discontinua midiendo el peso de la muestra para cada tiempo y utilizando una autoclave para la oxidación. Los sucesivos calentamientos y enfriamientos pueden producir tensiones extras entre el óxido y el substrato metálico. Las cinéticas de oxidación de Zircaloy-4 (La Tabla 1, detalla los aleantes del Zr) fueron realizadas a 400 °C en vapor a 10,5 Mpa de presión. Las muestras fueron previamente calentadas en distintas condiciones con el objeto de obtener diferentes tamaños de grano y precipitados (Tabla 2).

MODELO DE DIFUSIÓN

Se propone un modelo para explicar los diferentes resultados termogravimétricos. El modelo considera difusión en volumen y caminos de corto circuito de difusión debido al fenómeno que

interconecta la porosidad en el óxido. Para simplificar el modelo consideramos que el coeficiente de difusión en volumen no es modificado por los cambios de fase en el óxido ni por la porosidad existente en el mismo, porosidad no interconectada (PnI). La difusión en la región de porosidad interconectada (PI) por los corto circuitos de difusión es muy rápida. Por ello y en forma simplificadora consideramos que la concentración es constante e igual a la concentración gas/óxido en todos los poros interconectados Figura 2. Esto significa que el punto de equilibrio entre el gas y el óxido, se mueve desde la superficie externa del óxido hacia el interior del óxido. Este movimiento se desarrolla a alta velocidad en comparación con la velocidad de difusión en el momento que se produce la interconexión de la porosidad. Esta hipótesis define una interface PI/PnI. El movimiento de la interface PI/PnI dará comienzo en un instante dado t_i relacionado con el espesor de óxido y posiblemente con el número de calentamientos y enfriamientos. En cada serie de porosidad que se interconecta una rápida aceleración es observada, Figura 2. Es posible de la curva cinética experimental, obtener en forma aproximada los valores de los diferentes t_i. La porosidad se interconecta muy rápidamente hasta una profundidad ω_i, dejando o no una región de espesor de óxido d_i, con PnI cerca de la interface metal/óxido. En ese momento el proceso de interconexión se detiene y un nuevo proceso de oxidación comienza generándose una nueva zona de PnI con el mismo mecanismo y con consecuencias similares; entonces el proceso es repetitivo. La Figura 2 muestra esquemáticamente, a forma de ejemplo, los perfiles de oxígeno, en el caso de tres procesos de PI y los procesos de oxidación que le siguen. Con un código desarrollado previamente que resuelve el problema de Stefan de varias interfaces, se calcularon las curvas cinéticas del presente modelo.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Este trabajo tiene dos objetivos:

- Proponer un modelo y mediante el ajuste de los coeficientes, simular la compleja cinética de oxidación.
- Aplicar el presente modelo para tener información sobre la influencia de las características metalúrgicas del Zircaloy-4 en la cinética de oxidación y especialmente sobre las características físicas y mecánicas de la capa de óxido.

Se considera que los precipitados y el tamaño de grano del metal no tiene influencia sobre el coeficiente de difusión de oxígeno en el óxido, D_o^{ox}, razón por la que imponemos un solo D_o^{ox} para las tres cinéticas experimentales. La Figura 3 muestra los resultados experimentales y los obtenidos con el presente modelo. La Figura 4 muestra las interfaces PI/PnI y óxido/metal en función del tiempo. La Tabla 3 muestra la influencia del tamaño de los precipitados no solamente sobre los valores d_i y ω_i, sino el porcentaje del espesor de PI sobre el espesor total del óxido,

$$\frac{100\ d_i}{\omega_i + d_i}$$

Este porcentaje no cambia para diferentes tamaños de precipitados, en el caso de oxidaciones largas ≥130 días. Por el contrario para tiempos cortos ≤130 días, las muestras con PN tienen un comportamiento diferente comparada con las de PP y GP; particularmente en el caso de PP el régimen pseudo-lineal aparece muy rápidamente. En la Tabla 4 se muestra la influencia de los diferentes tamaños de precipitados sobre la velocidad, V, de la interface PI/PnI, durante la cinética lineal. Una vez más las muestras con PN tienen un comportamiento diferente comparadas con las muestras con GP y PP.

En la Figura 3 se observa que las muestras son calentadas y enfriadas muchas veces desde un instante t_i a otro t_{i+1}. Los sucesivos calentamientos y enfriamientos no son suficientes para producir un desplazamiento de la interface PnI es necesario que además se alcance un determinado espesor de óxido. La Tabla 3 resume la capa de óxido de mayor espesor, ω_i+d_i, al tiempo t_i y la cantidad de enfriamientos y calentamientos soportados por la capa de óxido sin crecimiento de la fase con PI.

CONCLUSIONES

Un modelo que combina porosidad Interconectada y difusión con una interface que separa "**P**orosidad **I**nterconectada/**P**orosidad **n**o **I**nterconectada" que progresa por escalones en función del tiempo ha sido desarrollado para simular la oxidación de Zircaloy-4 en vapor de agua a 400°C en una sucesión de ciclos de calentamientos y enfriamientos. El cálculo del modelo, muestra que, el tamaño de precipitados en la aleación tiene una influencia significativa en la modificación mecánica y morfológica del óxido y consecuentemente sobre sus propiedades protectoras, produciendo diferencias en los resultados cinéticos.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen la colaboración de P. Barberis y D. Charquet de la Compañía CEZUS por haber realizado los ensayos experimentales de oxidación.

Tabla 1

Sn	Fe	CR	O
Porciento en Peso	Porciento en Peso	Porciento en Peso	Porciento en Peso
1,2-1,7	0,18-0,24	0,07-0,13	0,08-0,015

Tabla 2

Tipo de Muestra	Tratamiento	Tamaño de los Precipitados	Tamaño de los Granos
Pequeños Precipitados (PP)	Templado desde 1030°C en agua luego laminado a 500°C	0,03μm	3 a 5μm
Precipitados Normales (PN)	Recristalizado 3 h, a 650°C	0,13μm	11 a 16μm
Grandes Precipitados (GP)	Recristalizado 3 h, a 650°C y luego recocido 50 h a 780°C	0,33μm	65 a 130μm

Tabla 3

Tipo de muestra	Tamaño de precipitado	t_i	ω_i	d_i	$\frac{100\ d_i}{\omega_i + d_i}$	ω_i+d_i	Cantidad de enfriamientos y calentamientos
	μm	días	μm	μm	%	μm	
PP	0,33	23	1,8	0,05	23	1,85	4
		100	3,5	0,05	1,4	3,55	2
		137	0,7	1,8	72	2,5	4
		285	1,8	3,6	66	5,4	8
		360	1,2	3,9	77	5,1	4
		360		Lineal		-	-
PN	0,13	40	0,8	1,7	69	2,5	5
		130	1,6	2,6	62	4,2	7
		233	0,9	4,1	82	5,0	5
		315		Lineal		-	5
GP	0,03	60	2,4	0,6	21	3,0	5
		160	1,3	2,9	70	4,2	5
		160		Lineal		-	-

Tabla 4

Tipo de muestra	V (cm/s)
PP	$4{,}10^{-11}$
PN	$1{,}10^{-11}$
GP	$4{,}4.10^{-11}$

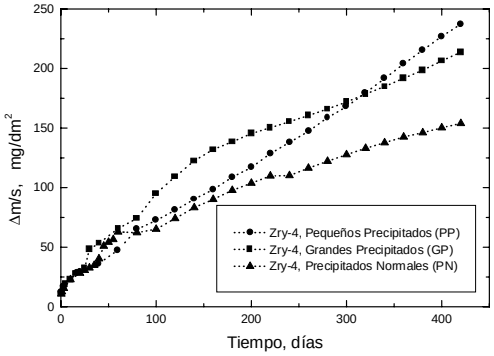


Figura 1. Cinéticas experimentales

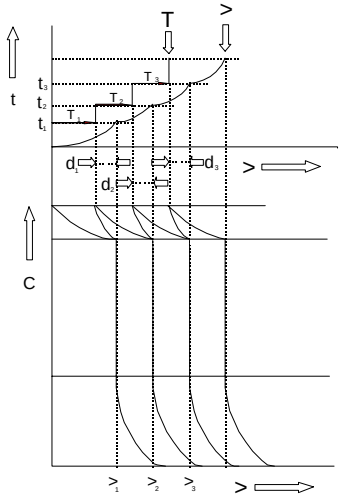


Figura 2. *Superior*: ξ y ω vs. tiempo, ξ, posición de la interface óxido/ metal. ω, región de porosidad interconectada. Interface PI/PnI, progreso de los cortocircuitos de difusión por pasos, frenándose en ω_1, ω_2 y ω_3 en los instantes t_1, t_2 y t_3. En el instante t_3 la porosidad total interconectada es $\omega=\omega_1+\omega_2+\omega_3$.
Inferior: C(concentración) vs. ξ(posición de la interface metal/óxido). d_1, d_2 y d_3 regiones de mínimo espesor de zona de PnI, en los instantes t_1, t_2 y t_3, luego del proceso de interconexión y la correspondiente posición de la interface óxido/metal: ξ_1, ξ_2 y ξ_3 con los perfiles de difusión del proceso repetitivo.

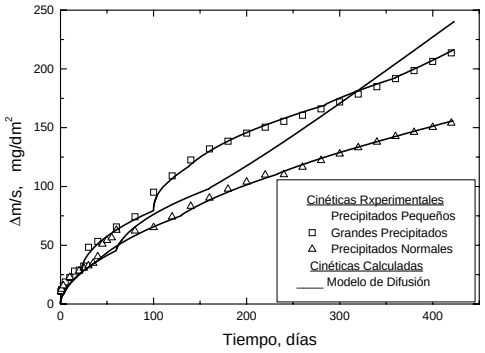


Figura 3. Comparación: cinéticas experimentales con modelo

On the Hydrogen Generation During Quenching

García, E.A.

Publicado en: IAEA-TECDOC-1020, junio 1998

ON THE HYDROGEN GENERATION DURING QUENCHING

García, E.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The results of a diffusion model to calculate the hydrogen generation during the quenching of Zry in steam are presented. To simulate the break-away of oxide during the quenching, the model proposes a short-circuited diffusion process. The short-circuit process is a fissure propagation through the oxide layer. The temperature range for the break-away is related with the volume change produced by the ZrO_2 tetragonal $\rightarrow$ monoclinic transformation. The diffusion model results are compared with experimental determinations showing a good correlation. An algebraic calculation procedure is also proposed and its results are compared with the experimental results and diffusion model calculations, giving also a good agreement. In particular the results of hydrogen generation confirm that the temperature range selected by the hypothesis of change of volumes due to the oxide tetragonal $\rightarrow$ monoclinic transformations is correct.

1. INTRODUCTION

During a severe accident scenario in a nuclear power plant, different safety systems act. In particular, an accident management measure, which delays the core uncovering is the water injection. This flooding action produces the highest temperatures in the core uncovered as a result of extended exothermic Zircaloy oxidation by steam right above the quench front [1,2] Up to 80% of hydrogen generated, during the CORA experiments, was produced during the flooding (quenching). Quenching may destroy, by thermal shock (quench-induced shattering), parts of the core and extend the debris bed formation. The thermal shock of the ZrO_2/oxygen-embrittled Zircaloy, generates new metallic surfaces by cracking and fragmentation. In most of the present Severe Fuel Damage (SFD) code systems, the quench behaviour is not considered or only treated by simplified user-specified criteria that are not validated against experimental data. As may be found [3], the hydrogen produced during flooding (rate and total amount) con not be determined by the available correlation of Zircaloy/steam oxidation. The small scale quench rig apparatus was designed to investigate the mechanisms of hydrogen generation [3]

In the present paper we propose a model to calculate the hydrogen generation using a previously oxygen diffusion model [4], which was modified to perform transient oxidation considering the $\alpha \leftrightarrow \beta$ phase transformation during heating and cooling.

2. THE MODEL

In a previous paper [4], we analyse the case of diffusion controlling process like the high temperature oxidation of Zry in steam during transients, in the temperature range where the system has always three phases. It was shown, that it is only possible to use the kinetic rate constant K, in the form $K^{oxide} = K_0^{oxide} \exp(-Q/RT)$, for every temperature transient speed and non oxide layer previously formed.

In another presentation [5] we extend the analysis to the transients starting at low temperature (two phases) up to sufficient high temperature (three phases) and cool down to low temperature (two phases). The $\alpha \leftrightarrow \beta$ phase transformation is considered.

To solve the several phase systems we use a modified previously developed code [7].

Because we considered a dissipative system, the system temperature will be imposed. That condition will permit us to compare the results with the quench rig experiment [2,3]

2.1 The influence of the β-phase on the instantaneous kinetics rate constant, K^i

In a previous paper [6] we considered the appearance and disappearance of β-phase. We give specil attention to the precipitation during cooling of α-phase from β-phase. In the present model, to render simplicity to the code, we did not consider precipitation during cooling of supersaturated β-phase. We keep as supersaturated phase up to it disappears by diffusion process, according to the Figure 2a of mentioned paper [6].

To modified the code [7] for transient oxidation through the $\alpha \leftrightarrow \beta$ phase transformation temperature we have considered that the concentrations at the interfaces are those of Zry-O equilibrium diagram [8]. The equations used for the equilibrium lines may be found in previous paper [4].

2.2. The oxide layer break

During the heat up transients the hydrogen production seems to be normal. That production, correspond to Zry oxidation without breaking of the oxide layer. This behaviour can be understood because the stress between the ZrO_2 and the Zry is relaxed time to time, when the temperature increases. On the contrary, when the temperature decreases, the stress between the oxide layer and the metal becomes stronger as a time (temperature) progress (decrease) producing a stressed junction due to quenching. We postulate that the change of volume, ΔV=3%, that appear in the oxide at about 1150 to 950°C (depending of oxygen concentration) is the main reason to break an already stressed oxide layer at the ZrO_2/Zry interface.

To simulate the break of oxygen layer we will introduce a new interface between the ZrO_2 short-circuited by the processes of fissure formation and the ZrO_2, that is still adhered to the metal, where the oxygen diffuses through it, in the same way as we propose in a previous paper [9]. This new interface, is not a Stefan type one. The oxygen mass is not conserved through it. The fissure speed v is by definition, a constant of the problem. We have a condition to start it, at a given time or temperature, and to stop it (v=0). For example, when a certain minimum distance, ξ_{min}, from that interface to the oxide/metal one is reached (Figure 1).

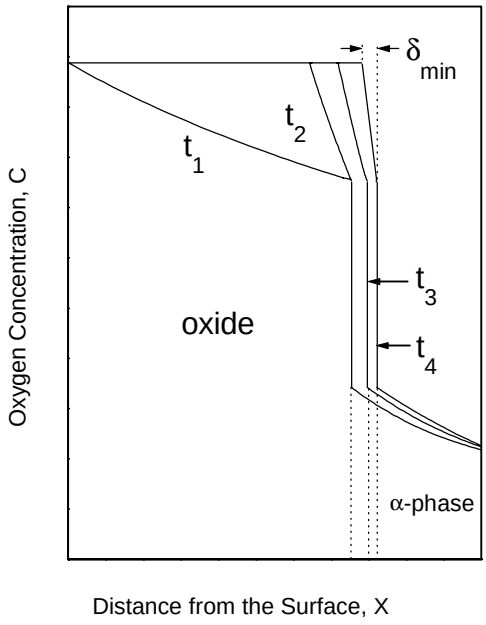


Figure 1. Schematic representation of oxygen concentration profile. t_1 : just before the moment the fissure start. t_2 : up to the moment the fissure propagates without disturbing the interface. t_3 : the fissure movements bring the interface behind it. t_4 : the fissure approach the interface a distance δ_{min}.

To calculate the hydrogen production during transient, we integrate the oxygen concentration through the different phases, n. And for each time we have,

$$C_t = \sum_n \int C_{oxygen}(x,t)\, dx \tag{1}$$

then,

$$C_H = 0.126\, \frac{C_{t+\Delta t} - C_t}{\Delta t}\, [mg\ of\ H / cm^2 / s] \tag{2}$$

2.3. The algebraic calculation procedure

Because the computer time consumed in diffusion calculation is too large to use as a subroutine in an accident simulation code, we propose a fast algebraic calculation procedure. The algebraic calculation procedure is based in the well-known kinetic rate constant equation.

3. RESULTS AND DISCUSSIONS

The diffusion code developed here was tested for different types of temperature transients. The transients are characterised by several parameters, Figure 2, like the minimum and maximum temperature (T_{min}, T_{max}) the time at each temperature (t_{min}, t_{max}, t'_{min}) and the heat up (S_{up}) and the cool down speed (S_{down}).

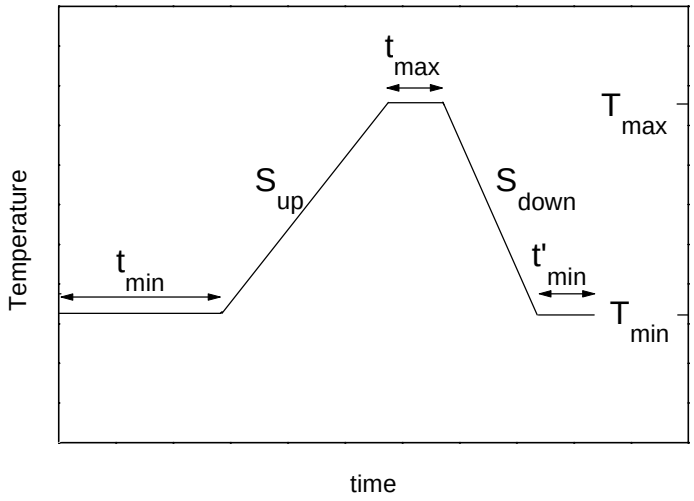


Figure 2. Schematic representation showing the characteristics parameter of a typical transient used in the present paper.

3.1. The fissure through the oxide layer

As may be found in ref. [10] we show that a previous oxide layer of 15μm is more important than a high transient speed of 100K/s to produce a deviation of the K^i_{oxide}(instantaneous kinetic rate constant) from the K_{oxide}(kinetic rate constant). Then, it is possible to simulate a new transient oxidation (non previously oxide layer) with the kinetic rate constant, K_{oxide}.

At a given time or temperature during the quenching, S_{down}, we introduce a fissure with speed v, going from the external interface gas/oxide to the metal/oxide interface (Figure 1). When the fissure approaches the oxide/metal interface at a minimum distance ξ_{min}, the fissure is stopped (v=0). For every time step, even when the fissure travels from the gas/oxide interface through oxide/metal interface, we solve the diffusion problem for all the phases, included the oxide-phase non short-circuited.

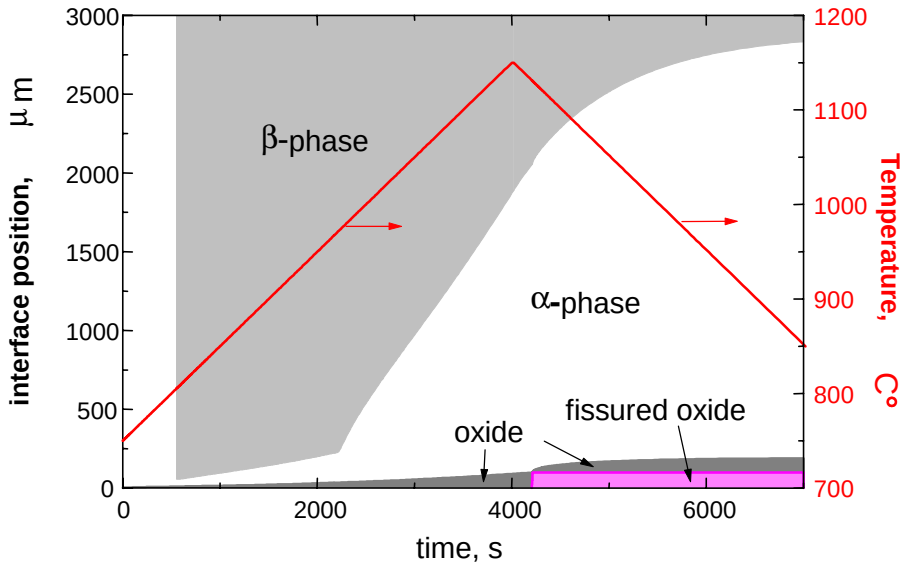


Figure 3. Interface evolution during a transient. Parameters characterising the transient: t_{min}=1s, $S_{up}=S_{down}$=0.1K/s, t_{max}=20s, T_{max}=1150°C and T_{min}=750°C. The fissure was introduced at 1130°C during cool down up to the moment that the interfaces, fissured oxide/oxide and oxide/α-phase, approach at a distance δ_{min}.

In the Figure 3 we show the results of re-oxidation at 1130°C by a fissure of speed v=10μm/s stopped when ξ_{min}=1μm as measured from the oxide/Zry interface. An important increase of oxidation speed is observed. Applying the equation (1) and (2) we calculate the hydrogen peak (Figure 4).

3.2. The hydrogen peak

The structure of hydrogen peak has a particular shape, Figure 4. Related with the diffusion problem, showed in Figure 1, it may be explained if we consider in detail the progression of the fissure (Figure 5). From the start of the fissure (t=4206s) at the gas/oxide interface up to its arrived to (t=4215.5s) ξ_{min} from the oxide/metal interface, the oxide/metal interface is accelerated producing the first step in the hydrogen peak (dot line added to show it, in Figure 5). As both interfaces approach, the oxide/metal interface is accelerated up to the moment in which the fissure stop. Then, the hydrogen production is reduced abruptly by the growth of a new oxide layer formed over the metallic Zry surface. That reduction is in this case more abrupt because the temperature continues decreasing in the system considered, according to the transients imposed.

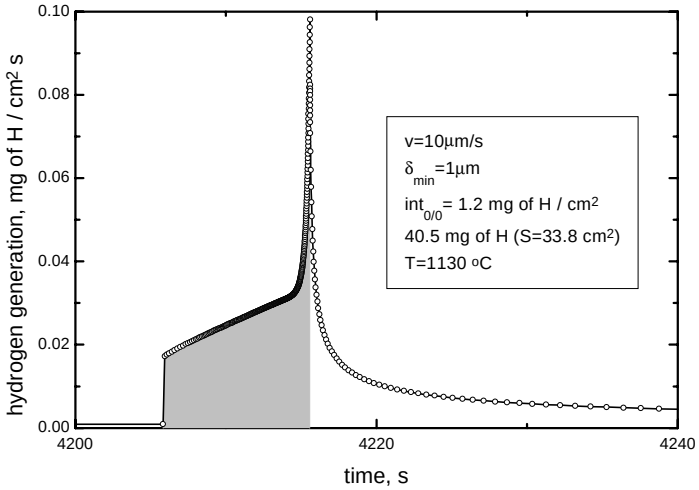


Figure 4. The hydrogen peak generated during the transient showed in Figure 3. v is the fissure speed. The grey zone corresponds to the hydrogen generated during the fissure propagation.

We integrate the hydrogen peak, to obtain the total hydrogen generation, from the start of the fissure up to the moment of the peak is reduced to the same initial value. We named that integral a (0/0) integral. In the case we integrate to 1/10 of initial value, we named (0/10) integral, in the similar way that we show in Figure 9. The (0/0) integral for the hydrogen peak plotted in Figure 4 is 40.5 mg of H, for an effective surface of 33.8cm^2 that correspond to 10cm of Zry tube length used in the quench rig experiment [2,3].

3.3. The diffusion model compared with the experimental results

In Figure 6 we compare the results obtained in the present diffusion model with the experimental results from the quench rig experiment. The temperature range considered, for the break-away process, is the ZrO_2 tetragonal $\rightarrow$ monoclinic transformation. In the quench rig experiments the authors measured the hydrogen produced as gas and the hydrogen storage in Zry, for samples with different pre-oxidation treatments and from different quenching temperature. We plot their results: the total quantity of hydrogen produced during quenching, adding both values for each sample, as a function of the start quenching temperature.

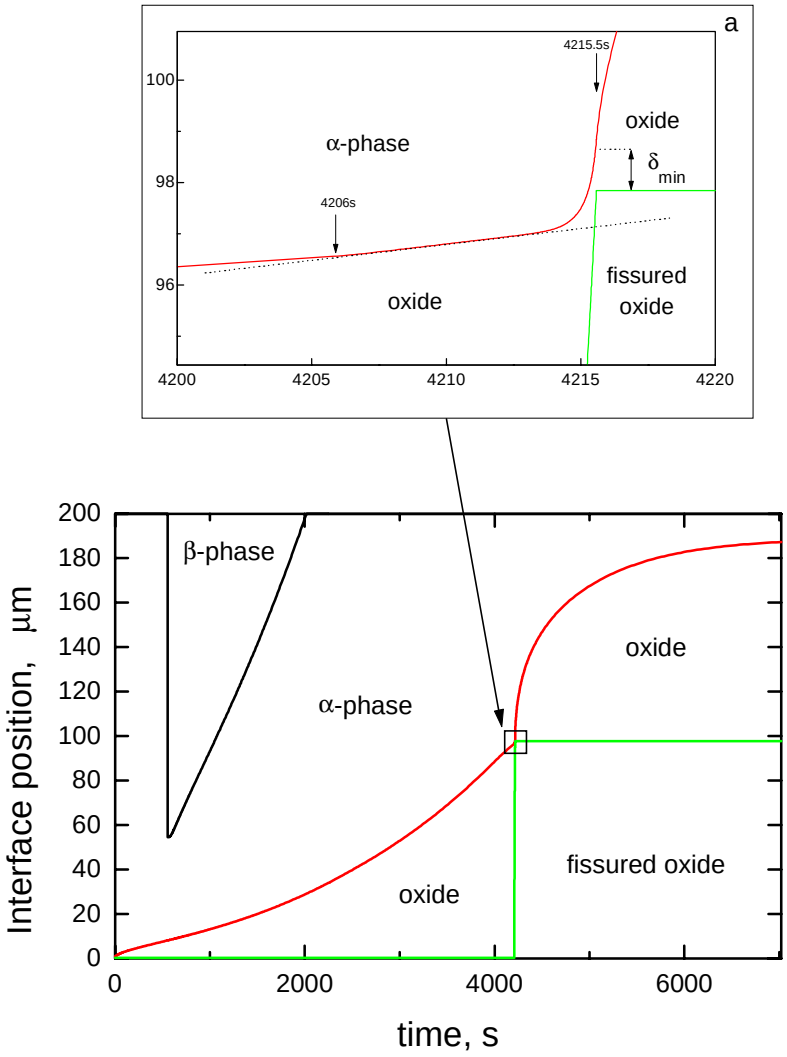


Figure 5. Shows the same results of Figure 3 detailing the two oxide regions (down). (a)Enlargement the moment when the fissure approach to the oxide/α-phase interface. At 4206s the fissure starts at the gas/oxide interface, perturbing the oxide/α-phase interface grows (change of slope, showed by the dashed line). The fissure is stopped at 4215.5s, when the oxide layer thickness is less or equal δ_{min}=1μm.

To present the diffusion model results we integrate the hydrogen diffusion peak through the time in two ways: as the (0/0) and the (0/10) integrals, in the notation previously described.

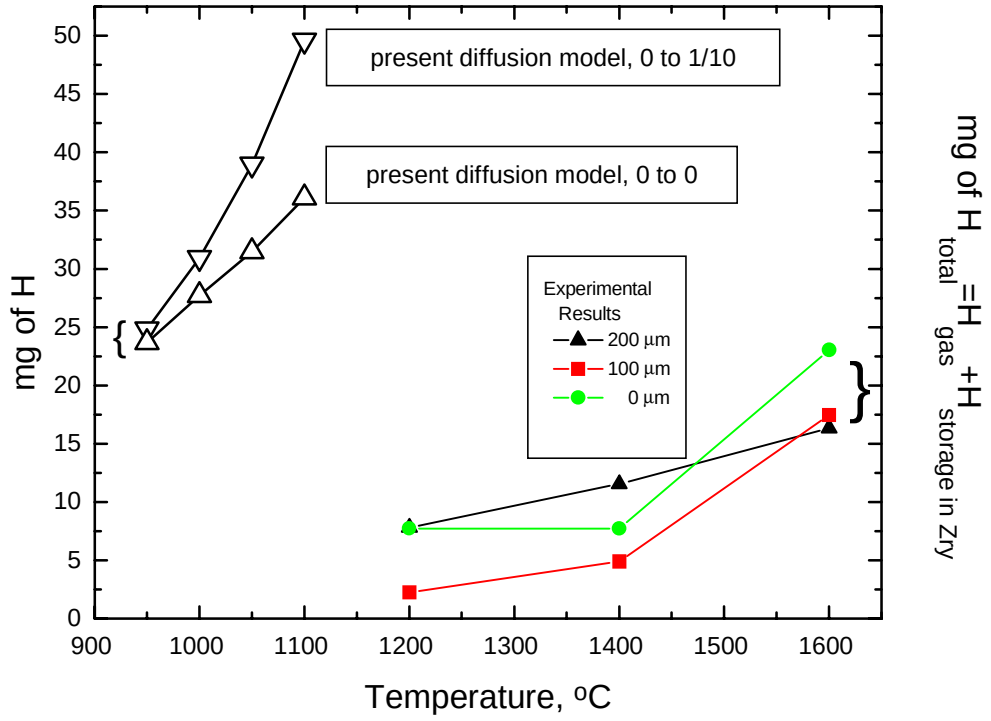


Figure 6. A comparison of hydrogen generated between the present diffusion model and the total hydrogen measurement in the quench rig experiment.

The diffusion code predicts higher hydrogen generation than the experimental results in the temperature range selected.

3.4. The fissure speed

At a first glance the fissure speed, v seems to be an important parameter. The influence of the fissured speed over the hydrogen peak is shown in the Figure 7, together with the (0/0) integral.

The integral value for each peak is the same for all the different fissure speeds, v=0.01, 0.1, 1 and 2 cm/s. The value we obtain is equal to 1.154 mg of H / cm^2, for a fissure introduced at 1140^{o}C and with a cool down speed of 0.1K/s. Then, no influence of the fissure speed over the hydrogen generation peak was found.

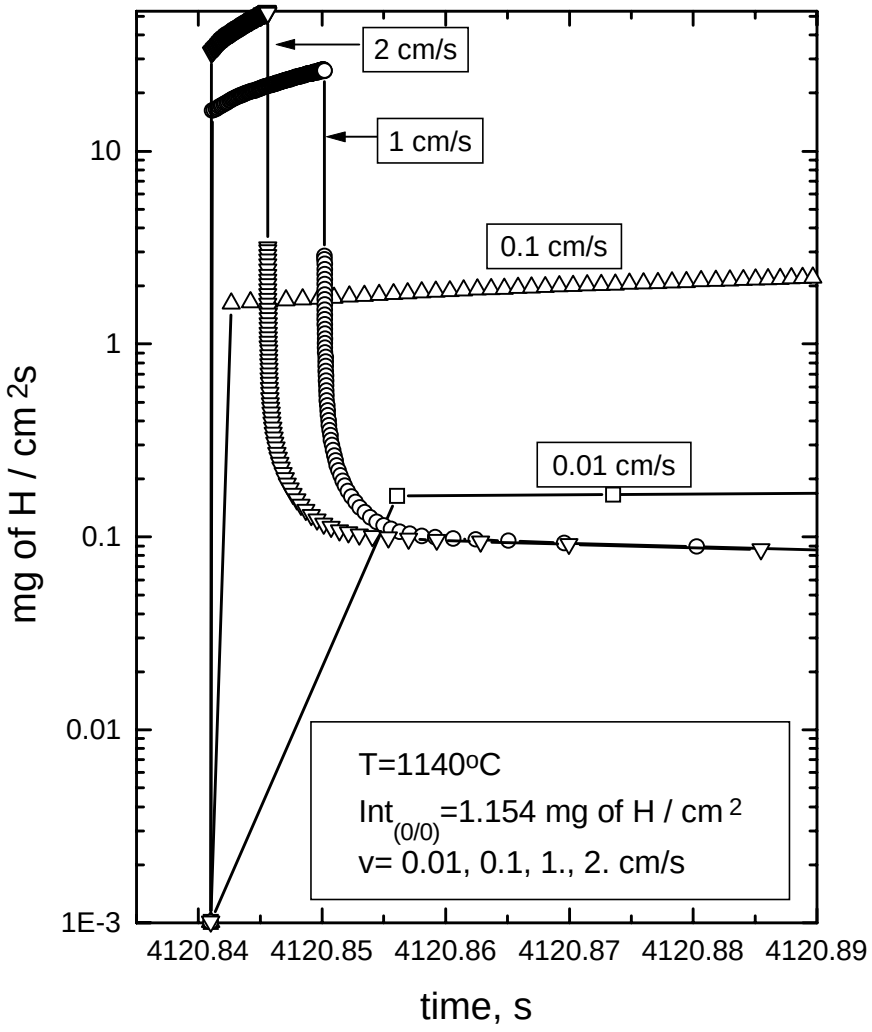


Figure 7. Different hydrogen peaks showing the influence of fissure speed, v, over its structure. The total hydrogen generated for each peak is the same and equal to 1.154 mg of H/cm^2.

In the reality the fissure speed value must be very high. For our diffusion model it is necessary to use a v value compatible with the numerical calculation. In Figure 7 we calculate the integral value between the start of the hydrogen peak and the maximum of the hydrogen peak. That corresponds exactly to the hydrogen produced during the time consumed by the fissure to go from the external oxide surface to near the oxide/metal interface. The hydrogen generated during that time can be considered as an error of our model (showed as a grey region in Figure 4). In Figures 4 and 5 the time is equal to 9.5s, from the 4206s to 4215.5s. We found that the hydrogen generated as an error of the model is also constant for different v (v=0.01, 0.1, 1 and 2 cm/s) values and equal to 0.2 mg of H / cm^2 for 1140^{o}C, Figure 7. This meaning that our value of 1.154 mg of H / cm^2 for 1140^{o}C and integrated (0/0), is increased by approximately 20%. The real value is 0.954mg of H / cm^2. The correction for all the values plotted in Figure 6 are plotted in Figure 8.

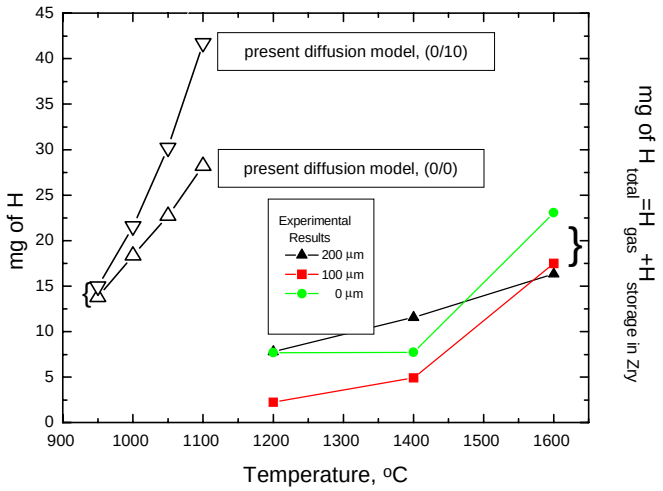


Figure 8. A comparison of hydrogen generated between the present diffusion model with the correction proposed to eliminate the error introduced by a finite fissure speed and the total hydrogen measurement in the quench rig experiment.

3.5. The algebraic calculation procedure

Because the computer time to calculate the hydrogen peak with the diffusion model is too big to be introduced in the accident codes, we propose an alternative algebraic calculation procedure.

As we mention in a previous paper [4] and we show also here, it is possible to use the kinetic rate constant under special conditions:

-non restrictions over the heat up and cool down speed,

-non previous oxidation before the temperature transients starts.

In the present model we considered a fissure that propagates instantaneously through the oxide during the cool down transient, starting a new oxidation over the new metallic surface exposed. Then, the previous conditions are fulfilled, because the re-oxidation process started by the fissure does not take into account the oxide previously formed.

The algebraic calculation procedure normally used is [4]:

$$\delta_n = \sqrt{\sum_{r=1}^{n} K_{oxide}(T_r)\Delta t_r} \qquad (3)$$

with

$$t_{total} = \sum_{r=1}^{n} \Delta t_r \qquad \text{and} \qquad T = T(t) \qquad (4)$$

In our case we must divide the calculation, before and after the fissure start. Then,

$$\delta_m = \delta_n + \delta_{m-n} = \sqrt{\sum_{r=1}^{n} K_{oxide}(T_r)\Delta t_r} + \sqrt{\sum_{r=n+1}^{m} K_{oxide}(T_r)\Delta t_r} \qquad (5)$$

The $\delta_{m\text{-}n}$ is the oxidation that produce the hydrogen peak, with

$$t_{fissure} = \sum_{r=1}^{n} \Delta t_r \quad \text{and} \quad t_{total} = \sum_{r=1}^{m} \Delta t_r \qquad (6)$$

The hydrogen peak was calculated using equation 2. A typical peak is shown in Figure 9, at 1150°C during a cool down transient of 0.1K/s. In our calculations we use a Δt=0.01s in the peak sharp region.

3.6. The corrected diffusion model, the algebraic calculation procedure and the experimental result comparison

In Figure 10 we plot the results from the diffusion model and from the algebraic calculation procedure. They have been obtained between 950°C and 1100°C for diffusion model results and between 950°C and 1150°C for the algebraic calculation procedure results. In the case of the algebraic calculation procedure we perform integrals (0/0), (0/10) and (0/100) types.

The hydrogen production, in the temperature range of 950°C to 1150°C for the algebraic calculation procedure results, goes from 7 to 32 mg of H. That is, higher than the average experimental results, that go from 4 to 20 mg of H. That values, can be well represented by the present algebraic calculations procedure (0/100) if we consider a temperature range of 900°C to 1050°C.

The present results may be considered as confirming our hypothesis that the break-away is produced in coincidence with the tetragonal → monoclinic transformation.

To confirm this result we calculated the hydrogen production under the hypothesis that the fissure is produced at 1500°C by the algebraic calculation procedure. The result was 118 mg of H, with the same K^{oxide} and always for 33.8 cm^2 of the sample effective surface. This results is about ten times the average production for the same experimental temperature.

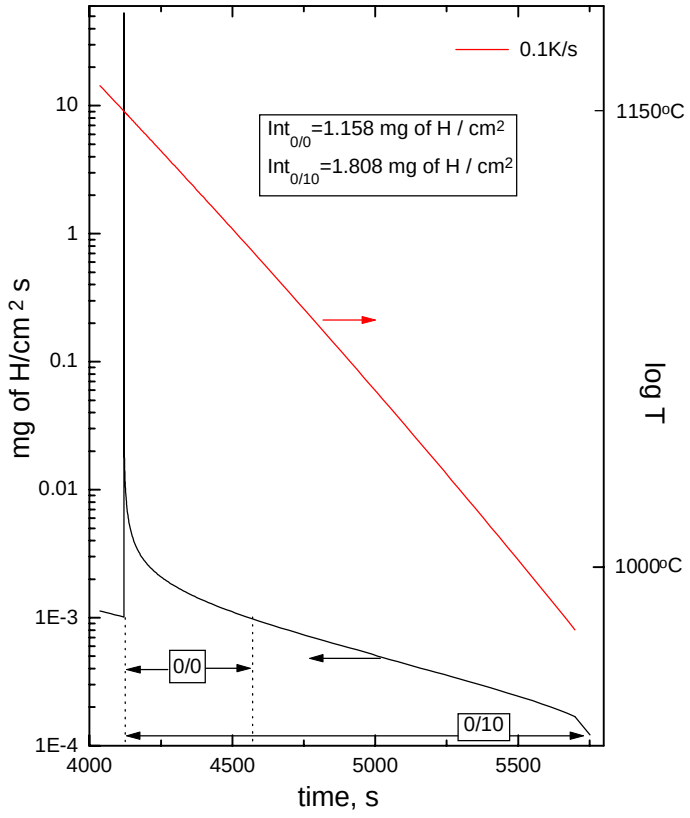


Figure 9. Hydrogen peak calculated with the proposed algebraic calculation procedure. For a fissured produced at 1150°C during a transient of 0.1K/s. Showing two types of integral limits, (0/0) and (0/10).

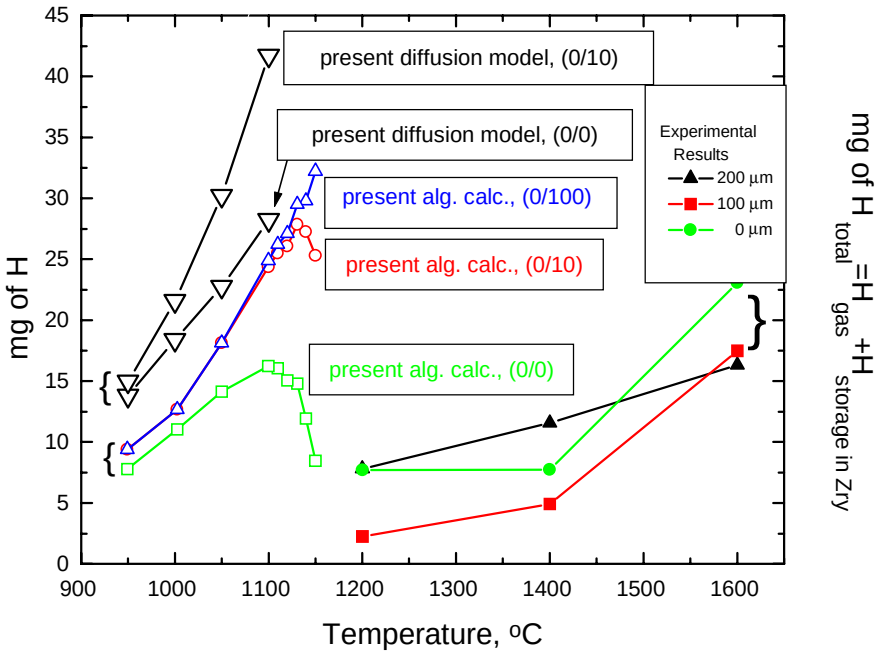


Figure 10. The same representation of Figure 8 with the corrected diffusion model, the algebraic calculation procedure, showing three types of integral limits, (0/0), (0,10) and (0/100) and the experimental result comparison.

4. CONCLUSIONS

The model proposed to calculate the hydrogen generation during cool down seems to be in a good agreement with the experimental results. The hydrogen generated by a fissure introduced at temperatures between 900 to 1050^{o}C are sufficient to explain the experimental results. Similar fissures introduced at higher temperatures will produce an enormous quantity of hydrogen, several times higher than the experimental results. This is due to the exponential behaviour of kinetic rate constant. That reinforces the hypothesis that the tetragonal → monoclinic oxide phase transformation is the main reason to produce the break-away process during quenching.

The algebraic calculation procedures that we proposed to calculate the re-oxidation during quenching give also a hydrogen peak in agreement with the experimental results.

ACKNOWLEDGEMENTS

The author gratefully acknowledge the collaboration of J.C. Ferreri and M. Ventura for having critically reviewed the manuscript.

REFERENCES

1. P.HOFMANN, V. NOAK, G. SCHANZ, S. HAGEN, L. SEPOLD and G. SCHUMACHER. ”Lessons Learned form the CORA Program”, Int. CORA Workshop 1994, Karlsruhe, October 10 - 12, 1994, USA.

2. P. HOFMANN, V. NOACK, L. SCHMIDT. “Physico-chemical Behavior of Zircaloy Fuel Rod Cladding During Quenching”, Cooperative Severe Accident Research Program Meeting, Bethesda, Maryland, May 6 - 10, 1996, USA.

3. P. HOFMANN, V. NOACK. “Experiments on the Quench Behavior of Fuel Rod Segments”, First International Quench Workshop, Karlsruhe, October 4-6, 1995, Germany.

4. R. PIOTRKOWSKI, A. DENIS, J. KOVACS and E.A. GARCÍA J. Nucl. Mater. 202 (1993) 252-265.

5. E.A. GARCIA, “Code to Simulate High-Temperature Oxidation During Transients”, First International Quench Workshop, Karlsruhe, October 4-6, 1995, Germany.

A. WILHELM and E. A. GARCÍA, Mat. Sci. and Eng. 87(1987) 73-70.

6. E.A. GARCÍA and J. KOVACS, J. Nucl. Mater. 210 (1994) 78-83.

7. E. GEBHARDT and G. ELSSNER, J. Nucl. Mater. 4 (1061) 255.

8. DENIS, E. MOYANO and E. A. GARCÍA, J. Nucl. Mater. 110 (1982) 11-19.

9. E.A. GARCIA, “High Temperature Oxidation of Zry in Steam During Transients: Quenching Problem, Second Int. Quench Workshop, Karlsruhe, September 17-19, 1996, Germany.

La implantación de la Cultura de Seguridad

Touzet, R.E.

Presentado en el 4to Congreso Regional IRPA.
La Habana, Cuba, 14-20 de octubre de 1998

LA IMPLANTACIÓN DE LA CULTURA DE SEGURIDAD

Touzet, R.E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El primer paso para la implantación de la Cultura de Seguridad es dividir el concepto en sus elementos constitutivos para que sea más fácil el abordaje del problema.

Luego se deben implantar dos metodologías que deberán actuar en forma independiente pero a la vez sinérgica: (1) Un Programa de Garantía de Calidad "agiornado" y (2) Un Programa de Actividades No-Técnicas (psicosociales) que estimule la motivación de los individuos de la Organización y facilite el trabajo en equipo.

Posteriormente, una vez que se halla adquirido la experiencia necesaria, el manejo de la organización deberá estar basado fundamentalmente en el desarrollo continuo y el aprovechamiento integral de todas las capacidades de los individuos que la constituyen.

La implantación de una nueva cultura de manejo empresario requiere, para tener éxito, de tres elementos clave:

1) Una metodología de trabajo con "indicadores" adecuados que permitan medir el avance.

2) El involucramiento de los directivos y la participación de todo el personal.

3) El logro de un beneficio económico neto que sea evidente a través del aumento de la productividad.

Pero estas medidas se refieren solo a uno de los componentes del sistema, el Operador de las Centrales Nucleares.! y la Cultura de Seguridad debe involucrar a todo el Sistema Nacional incluyendo al Gobierno y a la "Autoridad Regulatoria"

La aparición de una nueva cultura debe traer aparejado necesariamente, la aceptación de nuevos conceptos, nuevos criterios y nuevas metodologías a todos los niveles decisión del Sistema Nacional.

Un cambio de cultura *debe incluir por lo tanto el cambio de cultura de la Autoridad Regulatoria* dado que no es viable, por ejemplo, una evaluación de la Cultura de Seguridad a través de una **auditoría convencional** o **una inspección regulatoria**. *Resulta ser que lo que es fácil de medir no es lo más importante y aquello que es difícil de medir es realmente lo único importante..!*

En síntesis: "No le será posible a la Autoridad Regulatoria verificar los resultados porque todas las evidencias son intangibles", pero sí constatar la existencia de una herramienta idónea y apropiada para lograr esos resultados".

El enfoque abarcativo y globalizador

La Cultura de Seguridad esta definida de una forma tal, que prácticamente cualquier actividad que se realice en una Central Nuclear, de una manera u otra, está necesariamente relacionada con la Cultura de Seguridad.

El concepto inicial definido brevemente en el INSAG 1, se amplía en el INSAG 3, luego aparecen diferentes acepciones en el INSAG 4 y posteriormente continua un proceso multiplicativo en varios documentos complementarios y explicativos como es el caso de la guía ASCOT del IAEA.

Aunque el concepto sea intrínsecamente de naturaleza global, resulta imprescindible dividir el problema en partes para poder analizar sus distintos elementos, para evitar correr el riesgo de no poder actuar con eficacia.

Si en una universidad se dictara una sola materia global que incluyera todo el programa de estudios de una carrera sería mas dificultoso realizarla.

Es totalmente cierto que cualquier actividad realizada en una instalación, si no se lleva a cabo adecuadamente puede afectar la seguridad, pero cada actividad tiene características propias y distintivas que requieren un tratamiento específico por parte de especialistas. De otra forma el tratamiento de los problemas seria solo superficial.

Por otra parte los criterios que se establecen en el INSAG4 como preceptos a cumplir, requieren habilidades y capacidades muy diversas. Se requiere por una parte los conocimientos científicos, tecnológicos y de ingeniería aplicados, y por otro lado conocimientos profundos en el campo de las ciencias humanísticas como la sociología, la psicología social, las relaciones laborales, y la formación de los recursos humanos.

Como si esto fuera poco desafío, se plantea la aplicación del concepto en distintos estratos jerárquicos que van desde el presidente del país hasta el operario de menor calificación, pasando por el parlamento, los jueces, la Autoridad Regulatoria y todos los niveles de la organización que opera las Centrales Nucleares.

Es difícil establecer criterios y metodológicas de trabajo que se puedan aplicar a todos los estratos jerárquicos y a todos aspectos que considera la Cultura de Seguridad; es conveniente entonces dividir el problema en un grupo de elementos que puedan ser tratados mas fácilmente por diferentes especialistas.

En este cuadro de situación no parece ser una buena idea incluir dentro de la Cultura de Seguridad aquellos criterios que ya han sido adecuadamente considerados por otra metodología existente.

Tal es el caso de algunos Criterios de Garantía de Calidad que son mencionados por el INSAG 4.

La Clasificación en tres Grupos de los Criterios de la Cultura de Seguridad

Para asegurar la eficacia de las medidas que se propongan es menester separar los elementos que son comunes a un programa de Garantía de Calidad de aquellos elementos que son distintivos de la Cultura de Seguridad (y que ninguna otra metodología o especialidad los considera específicamente).

Con este objetivo la estrategia más conveniente es definir tres grupos de elementos:

A) Un primer grupo de elementos que son considerados habitualmente dentro de un Programa de Garantía de Calidad, tales como:

- Cumplir con los procedimientos establecidos
- Definir las responsabilidades de cada persona dentro de la Organización
- Establecer Programas de Capacitación y Entrenamiento
- Definir las responsabilidades dentro de la Organización y establecer claras líneas de autoridad.
- Realizar la revisión periódica de los documentos de trabajo.
- Publicar periódicamente los resultados de las evaluaciones.
- Incluir las políticas de la organización dentro del Programa de Garantía de Calidad.

La evaluación del estado de conformidad de estos criterios se puede realizar de acuerdo a los procedimientos clásicos de Garantía de Calidad y no ofrece mayores dificultades.

B) Hay un segundo grupo de ítems que no están explícitamente incluidos en los criterios clásicos de Garantía de Calidad, debido a que son el resultado de los avances tecnológicas más recientes y recogen la experiencia de la industria nuclear en los últimos años. De todas formas estos elementos pueden ser incorporados sin mayores dificultades, ampliando los requisitos actuales, a los Programas de Garantía de Calidad. Se puede afirmar que estos elementos si bien no se mencionan en forma explícita están implícitamente dentro del espíritu de un Programa de Calidad.

Ejemplo de estos elementos que pueden ser incluidos dentro de un Programa de Garantía de Calidad son:

- Usar los resultados de APS como soporte de las decisiones técnicas
- Tener en cuenta la experiencia operativa en el reentrenamiento del personal.
- Usar videos, Mock-ups y otros elementos modernos que facilita la tecnología actual, en el training del personal de mantenimiento.
- Usar indicadores de performance en la planificación de las tareas.
- Realizar intercambio de información sobre incidentes y el aprovechamiento de la experiencia operativa.

La evaluación de este segundo tipo de items tampoco ofrece demasiadas dificultades y simplemente deben ser establecidos como requisitos de un Programa de Garantía de Calidad.

C) Finalmente existe un tercer grupo de elementos, a los que se puede llamar “los elementos distintivos de la Cultura de Seguridad” que son los más representativos y por sus características no pueden ser de ninguna manera incluidos en un Programa de Garantía de Calidad.

Se pueden mencionar dentro de este tercer grupo los siguientes criterios:

- 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.

Estos elementos son los que originaron el calificativo de “intangibles” y su evaluación es naturalmente difícil de realizar por una organización independiente externa a la instalación.

Los aspectos técnicos y los aspectos sociales

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 fenómeno muy semejante. También se cambió radicalmente el enfoque tradicional en el manejo de la calidad. A partir del Accidente de Chernobil se empezó a darle mayor relevancia a las actitudes de los individuos y a su motivación para mejorar el trabajo. En este caso la motivación se centró, no en la Producción, no solamente en la Calidad sino en especial en la SEGURIDAD por lo que se le llamó “Cultura de Seguridad”.

Lamentablemente, debió ocurrir un accidente muy grave para que la comunidad nuclear recién tomara en cuenta la importancia de considerar los aspectos no-técnicos, o sea sociales, de las organizaciones.

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.*

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 continua 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.

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.

El rol y la Responsabilidad del Organismo regulador

Si la aplicación de la Cultura de Seguridad es importante para la seguridad, debe poder ser evaluada por el Organismo Regulador para verificar su cumplimiento.

Previamente el Organismo Regulador deberá establecer Normas al respecto pero la Autoridad Regulatoria es naturalmente remisa a establecer requerimientos cuyo cumplimiento no podrá verificar.

Para esta tarea, se presentan serias dificultades prácticas si se quieren respetar los criterios tradicionales de evaluación.

La Cultura de Seguridad engloba a un conjunto de ‘‘elementos intangibles’’, o sea de carácter subjetivo y por lo tanto difíciles de evaluar.

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”.

Evaluar las actitudes de las personas implica asimismo una gran responsabilidad ética 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.

Pero en este caso, resulta ser que lo más fácil de medir no es lo más importante y aquello que es difícil de medir es realmente lo único importante..!

De todas formas 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 críticas e incluso juicios debido a su eventual falta de objetividad (por lo que es necesario también el acuerdo de las autoridades superiores) .

Por otra parte resulta mucho más simple y efectivo para la Autoridad Regulatoria realizar una auditoría de la implementación de un Programa de Garantía de Calidad, pues 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 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.

Un cambio de cultura debe incluir también 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 en ese país, lo cual implica un avance importante respecto al estilo anterior.

Cuando se refiere al operador de una instalación, el INSAG dice: NO BASTA CON CUMPLIR UN PROCEDIMIENTO... Hay que estar convencido de la importancia del mismo.

En el caso de la Autoridad Regulatoria este criterio tan trascendente se extrapola de la siguiente forma..: No basta con que se cumpla un Requerimiento Regulatorio el licenciatario debe estar convencido de la importancia del mismo..! y esto implica que la antigua actitud de “imponer un Requerimiento” debe dar lugar a la nueva actitud de Educar, Convencer, Motivar, Explicar, Dar las razones y explicar las consecuencias del incumplimiento etc., y en especial

lograr la participación del licenciatario en la elaboración de los requerimientos para que el mismo se sienta también partícipe del requerimiento que finalmente va a cumplir.

Es difícil implantar una nueva cultura con las herramientas de la vieja cultura.

La Autoridad Regulatoria, no podrá tal vez auditar en forma independiente el eventual estado de cumplimiento de algunos ítems, pero podrá verificar por ejemplo, la existencia de ‘‘un sistema de mejora continua’’ debidamente implantado. O sea, no será posible verificar los resultados pero sí constatar la existencia de una herramienta idónea para lograr esos resultados.

Management of “Orphan” Sources

Tellería, D.M.; Spano, F. and Rudelli, M.D.

Presentado en: International Conference on the Safety of Radiation Sources
and the Security of Radioactive Materials.
Dijon, Francia, 14-18 setiembre 1998

MANAGEMENT OF "ORPHAN" SOURCES

Tellería, D.M.; Spano, F. and Rudelli, M.D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

The experience has shown that most of the accidents with severe radiological consequences take place when radioactive sources were beyond the control system

In Argentina, the primary framework in radiological safety was established in the late fifties, with a non-prescriptive regulatory approach. For any application involving radioactive material, users must be authorised by the Authority, unless the application has demonstrated to be exempted. The licensees are responsible for ensuring protection against the risk associated with exposure to radiation, and for safety of radioactive sources. To obtain an authorisation, the applicant has to prove to the Authority knowledge and capability to carry on an application. Not only normal operation circumstances are considered, but every conceivable accidental situation

It has been shown the existence of radioactive sources not attributed to an authorised user or installation, and therefore outside of the primary control structure described above. These sources, from here on called "orphans", recognise several origins

The regulatory authority should necessary foresee mechanisms to afford early detection and management of these sources, before an undesired consequence arises. Up to some extent, the deployment of multiple and varied organisations or procedures, could be understood as a "defence in depth" concept, applied to the control.

1. INTRODUCTION

In Argentina the use of radioactive materials in industrial, medical and research applications by more than 4000 registrants implies a large and heterogeneous number of radiation sources distributed within a very large territory. For its control, a primary framework of safety was established in the late fifties, with a non-prescriptive regulatory approach [1]. The regulatory system, on the basis of: standards, registration, authorisation, inspections and, even more, the ability of users to safely work with radioactive materials which are the essence of such framework.

However, experience has shown that most of the accidents with severe radiological consequences take place when radioactive sources were beyond the control system [2] [3] [4]. Fortunately, do not occur frequently. Nevertheless, the associated consequences have proved to be enormous, so when organising a country's regulatory system there is an urgent need to consider a response's capability to such unpredictable source of risk, in order to complement the primary framework mentioned. This paper gives the particular problems involved, and how the Argentine Nuclear Regulatory Authority takes care of them.

2. FRAMEWORK FOR SOURCES CONTROL

2.1. Control of sources within the regulatory system

The Nuclear Regulatory Authority (the Authority) is responsible to issue authorisations and control compliance to radiological and nuclear safety standards. [5] [6]. The purpose of the regulatory system is protection of people against exposure to ionising radiation and to assure control for safety of radiation sources. For any application involving radioactive material, users must be authorised by the Authority, unless the application has demonstrated to be exempted. The licensees are responsible for ensuring protection against the risk associated with exposure to radiation, and for safety of the practice and radioactive sources. To obtain an authorisation, the applicant has to prove to the Authority knowledge and capability to carry on an application with radioactive sources. Not only normal operation circumstances are considered, but every conceivable accidental situation. The Authority has the capability to perform independent safety assessment and inspections of the practices carried out with radioactive sources. For such purpose it is self-sufficient in specialist expertise in most matters, have its own calculation tools, laboratories, and monitoring equipment. There is a suitable inspection programme according to the risk represented by each practice [7]. This programme does not intend to substitute the licensee's responsibility on the safe performance of the practice and in accidents' prevention. It allows the Authority to obtain a critical and independent perspective of the safety culture, and to anticipate, thanks to a systematic screening, any possible safety problem. Every radioactive material user and facility in Argentina is duly registered. The Authority keeps records of users and installations, including safety assessments documentation and pre-operational studies. Besides, the files contain descriptions of safety systems, normal and accidental operational procedures, and each of the responsible user duties. Later, the files are completed with new safety assessments and the outstanding inspection findings.

RADIOACTIVE SOURCE RECORDS

Registration of the radioactive sources is relevant for control. The radionuclide, activity and physical characteristics of "permanent" (long half-life), and "transitory" (short half-life) sources are properly recorded. The regulatory control of unsealed sources used in medicine or industry is done indirectly by a careful bookkeeping. The activity of radioactive material delivered by the supplier and used in each practice, taking into account process looses and radioactive decay is recorded. In addition, every user is authorised up to a maximum activity for each radionuclide, in accordance with the practice for which he is licensed. In this way, the total inventory of radioactive material is controlled effectively. A substantial key for the safe control of radioactive sources is how the regulatory system keeps track of mobile sources (for instance gammagraphy equipment). Such sources, due to their permanent movable condition, have an additional risk: the chance to be lost. Besides the normal inventory records, the users must have an up-to-date movement record, where they register the locations where to the sources are transported, dates of dispatch and recover, and person responsible during the movements. All records are checked routinely during inspections, and at authorisation termination. This checks, allows the Authority to keep track of all radioactive sources, from practice introduction until final disposal.

DELIVERY OF RADIOACTIVE SOURCES

The Argentine standards stipulate that producers, importers, and dealers of radioactive sources can only deliver radioactive materials to users authorised by the Authority. They should keep a radioactive material sales record where the customer must be identified. The Authority receives periodically copies of those files and crosschecks the information against the results of inspections to registrants.

To control the sources imported from abroad, the agreement with the Custom's Authority implies that no radioactive material is allowed to enter the country if the Authority has not corroborated the pertinent documentation. The Authority verifies sources description and identification, and if the receiver is authorised for type of radionuclide and activity, carrying on inspections when necessary.

The framework described applies to a safe practice using radioactive sources, and includes considerations on events that could arise during practices. Anyway, the possibility of occurrence abnormal situations must be limited if risk has to be kept low. Radioactive sources could escape control during an accident, giving up to a situation similar to the problems described later. Nevertheless, the Authority staff and users intervening in accidents has been properly trained for an effective response in such circumstances.

2.2. "Orphan" radioactive sources

International experiences have shown the existence of radioactive sources not attributed to an authorised user or installation, and therefore out of the primary control structure described above [2] [3] [4]. These sources, from here on called "orphans", recognise several origins: Sources from pre-regulatory time's practices, stolen, lost, imported illegally, etc.

Regarding "pre-regulatory" system sources, the presence, as "orphan" sources will probably decrease with time, once an infrastructure as described is implemented and the means to detect and manage them are developed. On the other hand, the increment of applications of radioactive sources in industry and medicine might enlarge the number of users. Consequently, that could increment also the number of lost, stolen, and illegally entered to the country radiation sources.

The regulatory authority should necessary foresee mechanisms to afford early detection and management of these sources, before an undesired consequence arises. It should not be appropriate to consider as a success of a system established for control if an "orphan" source is discovered due to the radiological consequences produced.

To organise such system, it is important to consider some common distinct characteristics, for instance:

- The uncertainty due to the wide spectrum of the radiation source types and activity used in different applications.

- The low efficiency for identification of radioactive sources by means of safety symbols, especially when they are out of their containers. Very few words or small symbols only know by specialist's make this safety indicator fail in small-in-size sealed sources. Very old radioactive sealed sources or unsealed ones could have no radiological indications and only identified with appropriate monitoring equipment.

- Contrary to what happens with sources within the primary control system (the radiation source been handle by a trained person), people exposed to "orphan" sources are unaware of the implied danger and do not know how to deal with it.

- There are not typical scenarios for a "orphan" radioactive source showing up, however the international experience could give some good clues.

- Sealed sources are usually a shining piece of metal, and catch people's attention. Unsealed or broken sources usually have chemical compounds easy to disperse, leading to external and internal contamination.

- The time delays in showing up of first consequences, that could lead to suspicion of radiological damage, are usually large. Experience has shown has happened even for

sources with significant activity, when compared to other equivalent dangers to whom people could be exposed (toxic substances or chemicals for instance). This could lead to a large number of people affected.

Considering these characteristics, the control system, should include mechanisms to detect "orphan" sources. It is very important for safety, to inform people and organisations about the potential existence of "uncontrolled" radioactive sources. The spreading of information shall not produce unnecessary alarm but sufficient warning. The Argentine Authority is developing a programme that will include publications distributed among many public service organisations, public libraries, schools, and other similar organisations.

It is also important, to whom the public should address as soon there is suspected material. Security forces, firemen, hospitals are usually the first organisations alerted on the existence of such elements. The Authority has organised training of personnel from those organisations in order to qualify them for radiological emergencies and first protective actions.

International border paths, airports, and ports are usual ways of entrance of radioactive material, in some occasion "orphan" sources. The Gendarmerie (border's army) has teams and monitoring equipment which is brought in to confirm the presence of radioactive material. In addition, the Custom Authority, while carrying on the administrative control to detect illegal entering and other custom's felonies, reports any suspected material to the Regulatory Authority.

Within the country borders, the Federal Police is the organisation with the most comprehensive structure for detecting "orphan" sources. The Authority has developed intensive plans for training personnel in monitoring techniques and intervention procedures. Several arm forces services have also capability to identify radioactive sources.

The domestic and international experience have demonstrated that radioactive sources, many times, finish up in some particular places like scrap yards, smelting works, industrial waste treatment plants, etc. In the country some facilities have fix-portal or portable radiation detectors for incoming materials and report any activity indication to the Authority. In view of the good results obtained, a compulsory imposition of these detectors is under consideration.

Once an "orphan" source is detected and the situation has been reported, a fast response must be assured. For this purpose, the Authority has a full time Radiological Emergency Intervention Group. The group is operative at all times, ready to act upon requests from within the Authority or from outside. Each shift of the Intervention team is staffed and run by highly qualified personnel trained in emergency response matters and has appropriated equipment and materials to carry on its duty. "Orphan" radioactive sources must be put in safe conditions and immediately disposed as radioactive waste. For people potentially affected with radiological consequences, there are hospitals ready to take care of them after first aid is given.

Up to some extent, the deployment of multiple and varied organisations or procedures, could be understood as a "defence in depth" concept, applied to the control infrastructure.

3. CONCLUSIONS

The organisation of the Argentine regulatory control structure for radioactive sources is based on a combination of:

- Knowledgeable users well trained;

- An independent institution that establishes safety standards authorises users and installations and carries on inspections.

However, this regulatory structure is valid only with radioactive sources under control, taking into account normal and conceivable accidental situations.

International experience has shown that there are radioactive sources not related to an authorised user or installation, and consequently are out of the basic control scheme. They are: “orphan” sources.

For “orphan” sources, the regulatory organisation should consider special mechanisms or procedures to detect them, and keep out of danger the people involved, well before the first radiological consequences could arise.

Prevention measures for “orphan” radioactive sources must be considered as a necessary complement to a primary control system. In Argentina the Nuclear Regulatory Authority have agreed with different security, civil service and health organisations, procedures to promote early detection and response of “orphan” sources in order to prevent or minimise radiological consequences. The experience shows that the overall risk is properly kept low with this practical criterion.

The inclusion in the control framework of additional organisations, besides those specially involved by law with the use of radioactive materials (users and regulatory authority), extends the “defence in depth” concept to a countrywide infrastructure for control.

REFERENCES

1. SPANO F., RUDELLI M. D., TELLERIA D. M. - Performance as a Basic Regulatory Rule, these Proceedings Report.

2. IAEA 1989 - The Radiological Accident in Goiania.

3. USNRC N N° 85-57– Lost of I-192 Source Resulting in the Death of Eight Persons in Morocco.

4. USNRC NUREG 1905 – Inadvertent Shipment of a Radioactive Source from Korea to Amersham Co. Burlington, MA.

5. AR 10.1.1. ARN. Norma Básica de Seguridad Radiológica.- Argentina.

6. IAEA .International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. IAEA SS N° 115-I.

7. HERNANDEZ D., TELLERIA D., JORDAN O. Frequency of Regulatory Inspections, these Proceedings Report.

Seguridad y Protección Radiológicas en el diseño del Centro de Producción de Radiofármacos y Compuestos Marcados de Cuba

Pérez Pijuán, S.; Gatti, A.M. y Reyes, R.

Publicado en la revista Nucleus, Nº 24, p.36-44, 1998

SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICAS EN EL DISEÑO DEL CENTRO DE PRODUCCIÓN DE RADIOFÁRMACOS Y COMPUESTOS MARCADOS DE CUBA

Pérez Pijuán, S.[*], Gatti, A.M.[**] y Reyes, R.[***]

[*] Centro de Isótopos
Cuba

[**] Autoridad Regulatoria Nuclear
[***] Investigaciones Aplicadas S.E.
Argentina

RESUMEN

Se muestra el diseño del Centro de Isótopos relacionado con la seguridad y la protección radiológicas. Se describen las características de seguridad de sus instalaciones y sistemas ingenieros como resultado de la aplicación de principios de seguridad y protección y de criterios de optimización cualitativos y cuantitativos. Se analiza la influencia de los sucesos radiológicos postulados en el diseño y se refieren las dosis a trabajadores y miembros del publico en operación normal y en caso de emergencias. Se obtiene un diseño conceptualizado y funcional, que permite cumplir con los objetivos de seguridad y protección planteados, a satisfacción de la autoridad reguladora nacional. Las experiencias derivadas de este diseño son útiles para el diseño, operación y control regulatorio de instalaciones similares.

1. INTRODUCCIÓN

La utilización de radiofármacos y otros compuestos marcados con radionuclidos es una práctica difundida internacionalmente con reconocidos beneficios en diversas ramas de la vida económica y social de un país, particularmente en la medicina. Su uso creciente en Cuba ha significado importantes erogaciones de moneda libremente convertible, en un contexto económico tenso y difícil. Esta situación justificó cuantitativamente la práctica de producción nacional de radiofármacos y compuestos marcados que llevó a la decisión de crear el Centro de Isótopos.

El Centro de Isótopos, inaugurado en Diciembre de 1995, se ubica a unos 30 km al sudeste de la Ciudad de la Habana por el criterio de proximidad a las instalaciones de irradiación que se proyectaron construir en el país. Su proceso tecnológico comprende la importación de la materia prima radisotópica, la producción de los compuestos marcados y radiofármacos, los controles de calidad asociados y el embalaje, despacho y distribución de las producciones.

El objetivo del trabajo es describir de forma resumida el proceso de diseño del Centro de Isótopos relacionado con la seguridad y la protección radiológicas. Se muestra la formulación del problema de diseño a través de objetivos, la identificación de los principios aplicables y se describen las características de las instalaciones y sistemas ingenieros importantes para la seguridad. Se refieren las dosis en operación normal y en caso de sucesos radiológicos, como evaluación del diseño desde el punto de vista de la protección radiológica. Se analiza la influencia que tienen en el diseño los sucesos radiológicos postulados y se ejemplifica su consideración en la concepción del sistema de detección de incendios y de instalaciones y medios auxiliares.

2. FORMULACIÓN DEL DISEÑO RELACIONADO CON LA SEGURIDAD Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICAS

El diseño del Centro de Isótopos se propuso alcanzar los siguientes objetivos de seguridad y protección:

- Lograr que las exposiciones en operación normal de los trabajadores y miembros del público sean tan bajas como razonablemente pueda alcanzarse (filosofía ALARA) e inferiores a restricciones anuales de dosis efectiva de 12 mSv para trabajadores y de 10 μSv para miembros del público.

- Prevenir y minimizar la ocurrencia de sucesos radiológicos y limitar las dosis efectivas para los trabajadores de intervención a valores inferiores a 50 mSv.

Los parámetros de entrada considerados en el proceso de diseño de seguridad son el inventario radiactivo, la documentación técnico normalizativa del país y recomendaciones internacionales vigentes, las experiencias reportadas por diseñadores y explotadores y los sucesos radiológicos postulados.

Las actividades que se preven manipular por ciclo de producción están en el orden de los TBq de ^{99}Mo/^{99m}Tc, ^{3}H, ^{14}C y ^{131}I y de los GBq de ^{125} I, ^{201}Tl, ^{35}S, ^{32} P, ^{153}Sm, ^{90}Sr/^{90}Y y de ^{188}Re. La consideración del inventario radiactivo no debe limitar la adaptabilidad al cambio del diseño que permita responder al mercado, sin transgredir los objetivos de seguridad.

Es importante destacar el papel de las experiencias reportadas por diseñadores y explotadores de instalaciones similares que se hayan comprobado como buenas prácticas ingenieras. Esto ha introducido desde la etapa inicial de diseño una optimización “genérica” de tipo cualitativo.

3. APLICACIÓN DE PRINCIPIOS DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN AL DISEÑO

En los inicios del proceso de diseño se definieron las funciones de seguridad y protección radiológicas que deben cumplir los sistemas e instalaciones, para alcanzar los objetivos propuestos. Posteriormente se identificaron los sistemas importantes para la seguridad como aquellos que cumplen una o varias de estas funciones y se categorizaron determinísticamente considerando su participación en la prevención o mitigación de los sucesos radiológicos postulados.

Los principios de seguridad y protección que se aplicaron al diseño de instalaciones y sistemas importantes para la seguridad son la reducción del tiempo de exposición, el aumento de la distancia a las fuentes, la dilución de contaminantes, la reducción de fuentes de exposición, la interposición de barreras entre las fuentes y los individuos (defensa en profundidad), la detección inmediata de fallas y la funcionalidad, disponibilidad, fiabilidad y calificación de los componentes.

A continuación se describen las características de seguridad del diseño resultantes de la aplicación de estos principios.

Diseño arquitectónico

La disposición arquitectónica de zonas sigue el criterio de que los niveles de actividad y radiotoxicidad del material radiactivo que se manipula disminuyan hacia la periferia y planta alta del Edificio de Producción. Así, se conforma en el centro del edificio una zona controlada, compuesta de los

locales de producción y el corredor caliente, rodeada de zonas supervisadas y de libre circulación, como aplicación del principio de interposición de barreras para el confinamiento de las fuentes. Los laboratorios de control de calidad, despacho y embalaje de la producción se agrupan alrededor del corredor caliente y se vinculan a este mediante sistemas de transferencia, lo cual reduce los tiempos de exposición y la probabilidad de derrames debido a la circulación de material radiactivo. La Sala de Control Radiológico, en zona supervisada, se encuentra en un extremo del corredor caliente con posibilidad de controlar visualmente las operaciones que se ejecutan en este y así permitir una detección inmediata de fallas de los operadores. En las fronteras entre zonas existen esclusas sanitarias o puntos de control radiológico utilizados como barreras de protección para minimizar la probabilidad de contaminación de zonas de menor riesgo.

La adecuada selección de materiales y soluciones de terminación permite una fácil descontaminación o remplazo de superficies contaminadas, como una aplicación del principio de reducción de fuentes de exposición. Se utiliza como terminación del piso láminas termosoldables de cloruro de polivinilo (PVC) de 2 mm de espesor, continuado en forma redondeada hasta 20 cm de altura sobre la pared. Las paredes son enmasilladas con dos manos de pintura de aceite. La carpintería exterior es de aluminio con paños fijos y sellados de cristal y la interior es de madera lisa recubierta con pintura de aceite. El falso techo es de losetas desmontables. Se utilizan mesetas de hormigón recubiertas con resina epóxica.

Ventilación y purificación del aire

El diseño de la ventilación del Edificio de Producción como un circuito cerrado introduce una barrera de protección dinámica para los miembros del público; en las zonas de trabajo se utiliza una combinación de circuitos cerrados y abiertos para lograr una adecuada economía y seguridad. El caudal total involucrado es de unos 60 000 m^3/h.

El sistema de inyección mantiene las concentraciones de actividad en los ambientes de trabajo en valores aceptables, aplicando el principio de dilución. Toma el 100% del aire exterior, lo filtra de forma absoluta, acondiciona y distribuye hacia pasillos y locales.

Los caudales óptimos calculados utilizando la técnica del costo beneficio mostraron valores inferiores a los requeridos por confort personal y a los 3 cambios/hora adoptados como requisito mínimo para cada local [1]. Finalmente se tomaron entre 6 y 10 cambios/h para los locales de zona controlada y entre 3 y 10 para los de zona supervisada, según la experiencia de instalaciones similares. El corredor caliente, con un volumen de casi 3500 m^3, tiene 7 cambios por hora.

La extracción se realiza a través de cuatro subsistemas segregados según el nivel de contaminación real o potencial del aire, a saber, celdas calientes y cajas de guantes, campanas radioquímicas, corredor caliente y sus locales de producción y locales de la zona supervisada. Los conductos de extracción son de acero inoxidable de sección circular y con uniones brindadas y selladas con juntas de neopreno.

El escalonamiento de depresiones entre zonas de diferente riesgo es una aplicación del principio de interposición de múltiples barreras de protección, en este caso para lograr el confinamiento dinámico ante eventuales incidentes. El gradiente comienza en –1mm c.a en los pasillos de zonas supervisadas y termina en –8 mm c.a en el corredor caliente. El uso de esclusas de aire entre zonas y de persianas de no retorno entre locales ventilados por circuito abierto, favorecen el confinamiento dinámico. Con este gradiente la velocidad del aire en las aperturas ocasionales desde zonas de libre circulación a zonas supervisadas es de 0,75 m/s a 1m/s y desde zonas supervisadas a la zona controlada es ligeramente superior a 2 m/s.

Los principios de funcionalidad, disponibilidad, fiabilidad y calificación de componentes son un denominador común en el diseño del sistema de ventilación.

Los ventiladores de inyección y extracción poseen redundancia total como aplicación del principio de fiabilidad, por la función convencional de mantener un grado alto de continuidad en los procesos de producción. A los ventiladores de extracción de celdas, cajas de guantes y campanas radioquímicas se les suma la función de seguridad de mantener en cualquier situación operacional el confinamiento de cantidades significativas de material radiactivo.

La purificación del aire extraído se realiza con filtros absolutos y absorbedores de carbón activado impregnado con KI. La utilización de etapas de purificación es una aplicación combinada de los principios de reducción de fuentes e interposición de barreras múltiples de protección para los miembros del público.

Existe una etapa de purificación con filtros absolutos para los subsistemas de extracción de locales de zona supervisada y del corredor caliente, dos etapas de filtrado absoluto para la extracción de campanas y tres etapas de filtrado absoluto y una de carbón activado para la extracción de celdas y cajas de guantes. En caso de detección de una actividad de radioyodos en chimenea superior a 3,2 MBq por proceso, es posible habilitar una etapa adicional de carbón activado que funciona normalmente en “stand-by” para los subsistemas de extracción de corredor caliente y el de celdas y cajas de guantes.

La extensión a la operación del principio de calificación de componentes para las etapas de purificación se hace a través de los ensayos de penetración y eficiencia. Se utilizan tomas isocinéticas antes y después de las etapas de filtrado para la realización de ensayos de penetración “in situ” por el método DOP. El criterio de éxito del ensayo de una etapa de purificación es obtener una penetración inferior a 0,03 %. Los ensayos de los absorbedores se realizan a través de medición de la concentración de ^{131}I en aire antes y después de las etapas, en condiciones reales de operación. El criterio de éxito del ensayo varia según la función de la etapa. Para las etapas en “stand-by” el criterio de éxito es una eficiencia superior al 99% y el resto debe ser superior al 90%.

La altura de la chimenea de expulsión es de 19 m sobre el nivel del terreno y se calculó según el criterio de altura mínima exigida en [2] para considerar los efectos de sombra aerodinámica, pues los cálculos de impacto radiológico no justifican una altura mayor.

Medios tecnológicos de defensa

El Centro de Isótopos cuenta con 11 celdas calientes, 22 cajas de guantes y 23 campanas radioquímicas distribuidas según los criterios referidos en [3]. Estos medios son una aplicación del principio de defensa en profundidad. Además, en su concepción se utilizan los principios de reducción del tiempo de exposición diseñando dispositivos de mínimo mantenimiento y remplazo fácil, de aumento de la distancia a las fuentes con el uso de telepinzas y telemanipuladores y la funcionalidad, disponibilidad, fiabilidad y calificación de sus componentes.

El diseño de blindajes responde a criterios cuantitativos de optimización basados en un análisis costo beneficio [1]. Como condición de frontera para este análisis se toma una restricción de tasa de dosis de 25 μSv/h en cualquier posición continuada de operación. Como resultado se adoptan blindajes de 1, 5, 10 y 20 cm de plomo antimonioso, en dependencia de las actividades a manipular.

Las celdas calientes con recintos herméticos y las cajas de guantes están diseñadas para mantener una tasa de fugas no mayor a 25% volumen/h, ensayadas según [4] en estado de funcionamiento. Esta barrera de confinamiento estático es mejorada con la operación de los recintos a una depresión entre 15 y 25 mm c.a., que es mantenida constante a través de una válvula de regulación tipo diafragma, individual para cada recinto. En caso de ruptura del confinamiento estático debido a la apertura de una puerta, caída de un guante o fuelle de telepinza, la válvula toma su posición de apertura máxima en un tiempo inferior a 2 s, garantizando una velocidad en la abertura mayor que 0,5 m/s y así se introduce otra barrera de protección, en este caso, de confinamiento dinámico.

Las campanas radioquímicas se ventilan con un sistema de caudal y velocidad constantes utilizando “by-pass” mecánico de aire. La barrera de protección que se interpone es el confinamiento dinámico asegurado por una velocidad en el vano de las campanas para la altura máxima de operación de 0,5 m/s, excepto donde se manipulan radioyodos, ^{3}H y ^{14}C que es de 1 m/s.

Sistema de instrumentación y control

Los principios de diseño aplicados al sistema de I&C son los de detección inmediata de fallas, funcionalidad, fiabilidad, disponibilidad y calificación de componentes.

El sistema de instrumentación y control (I&C) está aplicado a la señalización, indicación y control de parámetros importantes para la seguridad en los sistemas de ventilación, medios tecnológicos de defensa, canalización especial, aire comprimido y de control radiológico.

La mayoría de las señalizaciones de alarma de este sistema se incluyen en la máxima categoría de importancia para la seguridad (Categoría I) por su participación en la prevención de sucesos radiológicos. Entre ellas están, las alarmas por baja depresión en celdas, cajas de guantes y corredor caliente, alarmas por bajo caudal de extracción o sobreelevación de ventana en las campanas donde se manipulan radioyodos, tritio y ^{14}C, y diversas alarmas del sistema de control radiológico como superación de los niveles de intervención de tasas de dosis en áreas y de contaminación superficial en manos, calzado o ropa a la salida de las zonas de trabajo.

Las alarmas de la Categoría I de seguridad están diversificadas, garantizan una información clara e inequívoca al operador, sus valores de disparo solo son accesibles a personal autorizado y los sistemas son diseñados para detectar inmediatamente fallas del propio circuito, entre otras características.

El comando de equipos y elementos esta diseñado de forma tal que estos cumplen su función de seguridad aun en caso de fallas. Así, por ejemplo, en caso de falla del suministro de aire comprimido, las persianas de regulación de presión quedan en su posición de regulación extrema favoreciendo la extracción en detrimento de la inyección y los absorbedores de carbón activado que funcionan en “stand-by” quedan habilitados.

Sistema de canalización especial

El sistema de canalización especial es una barrera de protección para los miembros del público. Su función es controlar los desagües provenientes de campanas radioquímicas, lavamanos y duchas de descontaminación, y fregaderos “activos” ubicados en zonas supervisadas y controlada antes de su expulsión al ambiente para evitar una exposición inaceptable de los miembros del público por vía hídrica.

El drenaje de estos líquidos se hace por gravedad hacia el Edificio de Desechos Radiactivos. Se utilizan tuberías soterradas de acero inoxidable centradas en un dado de hormigón de 150x150 mm y con papel asfáltico como material intermedio. Esta solución tiene una demostrada eficacia en la protección anticorrosiva de tuberías soterradas y provee una doble barrera de protección de los líquidos conducidos.

El sistema de canalización especial comprende tres tanques de recolección y dos tanques de retención de 2 y 6 m^3 de capacidad cada uno, respectivamente, sistemas de venteo, bombas centrífugas redundantes para cada tipo de tanque, válvulas manuales, tuberías, filtros mecánicos de línea y un sistema de I&C para la señalización del estado de bombas, derrames y nivel de líquido en los tanques.

La función de los tanques de recolección es permitir el control y gestión de pequeños volúmenes evitando la contaminación de cantidades mayores de líquidos ante un eventual incidente. Los tanques de retención permiten un almacenamiento más prolongado de los líquidos como aplicación del principio de reducción de fuentes por decaimiento radiactivo; si no es posible así lograr niveles de actividad inferiores a los valores de desclasificación autorizados, se bombearían los líquidos hacia un transporte especial para su traslado a una planta de tratamiento externa.

Para la prevención y mitigación de derrames se aplica el principio de interposición de barreras múltiples. En su orden de actuación se cuenta con señalización diversificada de alto nivel de líquidos en los tanques, interconexión de los tanques a su nivel de reboso, barrera de contención secundaria con un volumen igual al del mayor tanque y colección de derrames en pozos de fugas desde donde se pueden bombear eventuales derrames a los tanques. Los pozos cuentan con señalización visual y sonora de presencia de líquidos que se activa en el local del operador del sistema.

Control radiológico

El sistema cumple la función de seguridad de medir, indicar y señalizar parámetros representativos de la exposición real o potencial de trabajadores y miembros del público y así alertar de la superación de condiciones normales de operación que pueden conducir a un suceso radiológico. Es esencial aplicar a sus componentes los principios de funcionalidad, disponibilidad, fiabilidad, calificación y detección inmediata de fallas por su impacto en el mantenimiento de las exposiciones en niveles ALARA. Inicialmente se definió el programa de vigilancia radiológica en función de los riesgos radiológicos previstos. Posteriormente se identificaron los objetivos de vigilancia para la protección radiológica, los métodos y equipos de medición, registro y de interpretación de resultados y el grado de participación que se requería del sistema de I&C.

El sistema está compuesto por diversos equipos estacionarios con subsistemas de I&C asociados y equipos portátiles que en su mayoría clasifican como de Categoría I por su importancia para la seguridad de la instalación. Entre ellos están el Sistema Inteligente de Monitoreo de Área (SIMA) que tiene dos controladores inteligentes conectados a 24 detectores Geiger Müller, el Sistema de Monitoreo Contínuo de Efluentes Gaseosos, monitores de manos, calzado y ropa a las salidas de las zonas supervisadas, un monitor de cuerpo entero a la salida de la zona controlada, un sistema central de aspiración de aire conectado a bocas de muestreo en puntos de mayor probabilidad de contaminación del aire, muestreadores de aire personales y portátiles, monitores portátiles de tasas de dosis, dosis y contaminación superficial y un sistema de dosímetros de lectura directa con lector y software asociado, entre otros.

En la Sala de Control Radiológico se indican y registran las tasas de dosis medidas por el SIMA, los niveles de expulsión en chimenea y se señalizan las alarmas provenientes de los monitores de contaminación en manos, calzado, ropa y cuerpo entero.

Comunicaciones

El sistema tiene la función de seguridad de proporcionar información que permita limitar las consecuencias del fallo de sistemas importantes para la seguridad. Esta función se expresa en la transmisión de señales de evacuación a través del Subsistema de Alarmas Sonoras de Emergencia y en la comunicación con autoridades exteriores en caso de emergencias a través de algunos componentes del subsistema telefónico. Los principios aplicados al diseño son los de fiabilidad, funcionalidad y disponibilidad.

El Subsistema de Alarmas Sonoras de Emergencia permite transmitir tres tipos diferenciados de señales sonoras para la evacuación de los trabajadores de las zonas supervisadas y controlada del Edificio de Producción, la reunión de los miembros de la brigada de protección contra incendios y para decretar el cese de las operaciones. Es un subsistema con redundancia e independencia que

cuenta con 10 amplificadores que alimentan a igual cantidad de altavoces distribuidos en el Edificio de Producción. El accionamiento de las señales es manual y se encuentra en la Sala de Control Radiológico.

La comunicación con autoridades exteriores es redundante, utilizando teléfonos por cable y por radioenlace de dos plantas telefónicas externas.

Sistemas de apoyo

Los sistemas de alimentación eléctrica y de aire comprimido garantizan servicios auxiliares como función de apoyo a sistemas importantes para la seguridad. En consecuencia los principios de seguridad aplicables son lograr una alta disponibilidad, funcionalidad y fiabilidad de sus componentes.

El sistema de alimentación eléctrica comprende tres subsistemas, a saber, el de alimentación normal, de emergencia y el ininterrumpible. El subsistema de alimentación de emergencia cuenta con dos grupos generadores Diesel con una autonomía de 8 horas. Las cargas principales conectadas a este subsistema son el sistema de ventilación y de aire comprimido en forma de cargas redundantes, bombas del sistema de canalización especial y la iluminación y tomacorrientes de los medios tecnológicos de defensa y locales seleccionados.

La alimentación ininterumpible proviene de un banco de baterías con un tiempo de descarga de 30 minutos, considerado suficiente para evacuar a los trabajadores y conducir a los procesos de producción a un estado seguro. Las cargas conectadas a este subsistema son el sistema de control radiológico, alarmas sonoras de evacuación y los sistemas de I/C de ventilación, celdas calientes y cajas de guantes. Los sistemas de detección de incendios, alumbrado de evacuación y planta telefónica se alimentan de forma ininterrumpible desde baterías independientes para ellos.

El sistema de aire comprimido de instrumentación suministra aire seco, limpio y libre de aceite para el comando de válvulas del sistema de ventilación y mecanismos de apertura y cierre de puertas de celdas calientes. Su diseño incorpora un subsistema de I&C para lograr una detección inmediata de fallas a través de alarmas redundantes y diversificadas.

4. GESTIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS

Los radionúclidos que se prevén manipular determinan que la gestión de desechos esté basada fundamentalmente en el principio de reducción de fuentes por decaimiento radiactivo. Así, se diseñan instalaciones para permitir el almacenamiento temporal de los desechos hasta su decaimiento por debajo de los niveles de desclasificación autorizados. La recolección se hace en los puntos de generación de los desechos por lo que es segregada mayoritariamente por radionúclidos. Se recogen separadamente los desechos líquidos, los sólidos, los solventes de centelleo líquido, el aceite contaminado y las soluciones acuosas.

Los medios de recolección utilizan el principio de interposición de barreras de protección (blindaje y/o confinamiento) en dependencia de las características de riesgo de los desechos.

5. ESTIMACIÓN DE DOSIS PARA LA OPERACIÓN NORMAL

Miembros del público

La vía fundamental de exposición de los miembros del público en operación normal es la dispersión de efluentes gaseosos. Para la evaluación de las descargas anuales se toman fracciones de liberación[1] de $5x10^{-8}$ para aerosoles, 10^{-5} para los radioyodos y de 10^{-3} para el tritio y el carbono, considerando la forma química en que se encuentran los radionúclidos, las características de los procesos, las etapas de purificación y sus eficiencias de retención en el momento de su cambio [1].

La evaluación de dosis efectiva para un hipotético grupo crítico compuesto de niños menores de un año y situados a 200 m del punto de emisión resultó ser del orden de 1 μSv. El radionúclido crítico es el ^{131}I con un aporte del 88% a la dosis total, seguido por el ^{125}I con un 9% y el tritio y el ^{14}C con un 3% [5].

Trabajadores ocupacionalmente expuestos

La vía de exposición evaluada con mayor aporte a las dosis colectivas es la irradiación externa, lo cual influyó en la decisión de contar con dosímetros de lectura directa para facilitar la aplicación de la filosofía ALARA. Las operaciones de mayor contribución a las dosis individuales son las producciones de radiofármacos marcados con ^{131}I y de producción de generadores de ^{99}Mo-^{99m}Tc, con dosis efectivas anuales máximas entre 5 y 8 mSv y las operaciones de distribución de material radiactivo con dosis efectivas máximas entre 8 y 10 mSv por año [6].

6. CONSIDERACIÓN DE LOS SUCESOS RADIOLÓGICOS POSTULADOS EN EL DISEÑO

En el diseño del Centro de Isótopos no existen procesos automatizados de envergadura que puedan causar pérdida de control de material radiactivo, en caso de fallas humanas y/o de equipamiento. Adicionalmente, el inventario radiactivo que se manipula no es potencialmente peligroso para los miembros del público. Estas razones hacen innecesario considerar el diseño de sistemas ingenieros que actúen solo en emergencias como es usual en instalaciones nucleares.

El énfasis en el diseño para enfrentar sucesos radiológicos está en su prevención a través de la detección inmediata, clara e inequívoca de la superación de las condiciones normales de operación, ya que la mitigación de las consecuencias se logra con la actuación de los mismos sistemas ingenieros que funcionan en operación normal.

Por ejemplo, los incendios en lugares donde se concentran actividades significativas, como son el área de despacho y el depósito de desechos, se consideran como los sucesos más severos que pueden ocurrir con impacto a los miembros del público y afectación seria a las instalaciones. Se diseña entonces un sistema automático de detección de incendio cuyos lazos de detección se incluyen en la Categoría I de importancia para la seguridad. A sus componentes se les aplica los principios de funcionalidad, disponibilidad, fiabilidad, calificación y detección inmediata de fallas. Como resultado se concibe un sistema con supervisión las 24 horas del día, con alarmas diversificadas, redundantes y coincidentes, con posibilidad de intervención inmediata de los operadores, circuitos de supervisión redundantes en los focos más probables de incendio y con detección inmediata de fallas propias del sistema, entre otras características.

El análisis de los 16 sucesos postulados determina la necesidad de diseñar instalaciones y contar con medios auxiliares como trajes individuales de protección, máscaras de respiración “full-face”,

[1] Cociente de la actividad expulsada entre la actividad manipulada para un mismo período de tiempo.

filtros de protección respiratoria absolutos y combinados, dosímetros de lectura directa, dosímetros de área con rango hasta 10 Sv/h, un sistema de protección contra intrusos, instalaciones y medios de primeros auxilios y un 15% adicional de capacidad de almacenamiento de desechos radiactivos.

7. ESTIMACIÓN DE DOSIS EN CASO DE SUCESOS RADIOLÓGICOS

Miembros del público

Las evaluaciones de dosis en caso de incendios para los grupos críticos, muestran valores inferiores a 200 μSv de dosis efectiva y 4 mSv de dosis equivalente en tiroides [7]. La estimación de la actividad liberada al ambiente se basó en la metodología utilizada por Flew y Lister [8] pero asumiendo los valores usados por McGuire [9] para la fracción del inventario radiactivo que se convierte en aerosol, vapor o gas.

Adicionalmente se evaluó el impacto de la descarga accidental de un tanque de retención del sistema de canalización especial que causaría exposición de los miembros del público por vía hídrica. Las evaluaciones de dosis muestran valores de dosis efectiva de 6 μSv y dosis equivalente en tiroides de 120 μSv para un grupo crítico similar a los considerados pero con diferente ubicación [7].

Tanto por vía atmosférica como hídrica la vía crítica de exposición es la ingestión de leche contaminada con radioyodos.

Trabajadores ocupacionalmente expuestos

Los estimados de dosis efectiva para los trabajadores de respuesta en caso de sucesos severos están en el orden de los 30 mSv, haciendo uso de medios individuales y otras medidas de protección [10]. La caída de contenedores con materia prima radisotópica, derrames de desechos líquidos de celdas calientes durante operaciones de transferencia y otros derrames aportan dosis efectivas en el orden de 1 mSv, considerando su ocurrencia en locales ventilados y tomando medidas de protección del personal.

8. CONCLUSIONES

El proceso de diseño del Centro de Isótopos ha considerado aspectos como la formulación de objetivos de seguridad y protección radiológicas, la identificación y categorización de sistemas importantes para la seguridad y la aplicación de diversos principios de seguridad y protección. La utilización de las experiencias de diseño y operación de instalaciones similares ha introducido desde los inicios del proceso de diseño una optimización cualitativa “genérica”. Adicionalmente se ha empleado el costo beneficio como técnica cuantitativa.

Las instalaciones y sistemas ingenieros resultantes del diseño garantizan ejecutar un proceso tecnológico viable y que cumple con los objetivos de seguridad y protección radiológicas propuestos. Se ha obtenido un diseño conceptualizado, funcional y evaluado, que ha permitido la concesión de Licencias de Construcción y Operación por parte de la autoridad reguladora nacional.

9. REFERENCIAS

1. Gatti, A.M., Pérez Pijuán, S., Informe Preliminar de Seguridad del Centro de Isótopos, Doc. 0711-5301-OIADP-001-A, INVAP S.E, Bariloche, 1989.

2. Atmósfera. Requisitos Higiénicos Sanitarios: Concentraciones Máximas Admisibles, Alturas Mínimas de Expulsión y Zonas de Protección Sanitarias, Norma cubana NC 93-02-202, Comité Estatal de Normalización, Mayo 1988.

3. Pérez Pijuán, S., Distribución de los Medios Tecnológicos de Defensa, Nucleus 10 p. 41-43, (1991).

4. Seguridad Radiológica. Cajas de Guantes. Método de Ensayo de Estanqueidad, Norma IRAM 3 563, Instituto Argentino de Racionalización de Materiales, Agosto 1987.

5. Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del Centro de Isótopos, p. 4, Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Febrero 1994.

6. Pérez Pijuán, S., Gatti, A.M. y otros, Informe Final de Seguridad del Centro de Isótopos, Cap. 8, Doc. CENTIS/DSR-144-001-A, Centro de Isótopos, Febrero 1997.

7. Evaluación del Impacto Ambiental de Tres Accidentes Postulados para el Centro de Isótopos, Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones, Diciembre 1994.

8. Flew, E.M., Lister, B.A.J., Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning, Handling of Radiation Accidents (Proc. Symp. 1969, Vienna), OIEA, Vienna (1969).

9. McGuire, S.A., A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees, Rep. NUREG1140 (Draft) USNRC, Washington, DC (1985).

10. Plan de Emergencia Radiológica del Centro de Isótopos, Doc. CENTIS/DSR-143-001-0, Centro de Isótopos, 1995.

Agradecimientos

Los autores expresan su agradecimiento a todos los colegas argentinos y cubanos que con su dedicación, conocimientos y experiencias hicieron posible el diseño del Centro de Isótopos.

Transport of Radioactive Material Activities and Training in Argentina

López Vietri, J.R.

Presentado en: Technical Committee Meeting on Transport Safety Compliance Training, including LSA and SCO materials.
Viena, Austria, 7-11 diciembre 1998

TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL ACTIVITIES AND TRAINING IN ARGENTINA

López Vietri, J.R.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

1. PURPOSE

This paper describes some routine transport operations and training activities on transport of radioactive materials (RAM) developed in Argentina.

2. REGULATIONS ON TRANSPORT OF RAM IN ARGENTINA

During transport of RAM it is always possible the occurrence of events which could involve radiological consequences. In order to provide an acceptable level of control on radiological safety aspects related to such transport which could affect people, property and the environment, appropriate domestic and international regulations are needed. Each country in accordance with its legal framework establishes these regulations. However, as the transport of RAM is usually carried out among different countries, the IAEA Transport Regulations are adopted by Member States when regulating the transport of that kind of material.

In Argentina, the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material has been adopted formally by the Nuclear Regulatory Authority (ARN), which is the Argentina Competent Authority in radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection, including the transport of RAM. At present, the Regulatory Authority Standard AR 10.16.1 “Transport of Radioactive Material” is in force in that country; it is totally coincident with the 1985 Edition (As Amended 1990) of the Regulations, IAEA Safety Series No. 6.

In addition to the radiological safety aspects, certain shipments of RAM involve other dangerous aspects, as for example corrosively and toxicity. In such cases and for modal transport (air and water), these shipments shall comply with the specific requirements established in the Regulations and Recommendations for the transport of dangerous goods (i.e., UN Recommendations, ICAO, IATA and IMO).

On the other hand, in Argentina the common safety aspects, that must be considered in the transport of dangerous goods by road, such as vehicle and driver requirements, identification and segregation, are covered by the "Regulations – Transport of Dangerous Goods" published by the National Ministry of Economy and Public Works and Services.

3. THE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN ARGENTINA

Based on the purpose for which the shipments of radioactive materials transported in Argentina is undertaken, they can be classified into the following mainly groups:

(i) Shipments related to the nuclear fuel cycle; and

(ii) Shipments related to the use of RAM in research, medicine and industry.

3.1 Shipments related to the Nuclear Fuel Cycle

Because of the spent fuels are stored at Nuclear Power Plant Sites at present the shipments related to the nuclear fuel cycle only include the transport of the following radioactive materials: uranium ores and concentrates; yellow cake; UO_2 in powder or pellets; natural and 20% enriched uranium in either fresh fuel elements or uranium hexafluoride (UF_6); and consolidated wastes of low specific activity.

Usually these shipments are transported by road in Industrial (Low Specific Activity - LSA - under "exclusive use" conditions), Type A or Type B packages, and, if applicable, the packages must comply in addition with fissile material requirements.

3.2 Shipments related to the use of RAM in research, medicine and industry

In this group can be included the following cases:

(a) Transport of special form radioactive material (SFRAM), either indispersible solids or sealed capsules, containing ^{192}Ir, ^{137}Cs and ^{60}Co, used in research, industry and telegammatherapy. It is included the return of decayed sources to the suppliers or to a waste disposal facility for ultimate disposal;

(b) Supply to users of radioisotopes and radiopharmaceutical products used in medicine, industry and research, such as $^{99}Mo/^{99m}Tc$ and $^{113}Sn/^{113m}In$ generators, ^{131}I compounds, and radioisotopes of ^{32}P, ^{198}Au, ^{201}Tl, ^{59}Fe, ^{51}Cr, ^{24}Na, Tritium and others;

(c) Transport of some radioactive wastes of LSA, other than the case indicated in (b) above, arising from activities in medicine, industry and research; and

(d) Domestic transport of apparatus with radioactive sources for field use, such as those employed in gamma-radiography, those used in evaluations of soil density and the hydrogen or water content in soils.

Depending on the specific case considered, these shipments are transported by road, air or water in Excepted, Industrial, Type A or Type B packages.

A part of the 7.4 10^4 TBq of ^{60}Co produced every year at Embalse Nuclear Power Plant is exported and the rest is transformed in ^{60}Co sealed sources at the Ezeiza Nuclear Research Centre. Respect to ^{192}Ir sealed sources used in industrial radiography, a part of it is imported or fractionated (4.44 TBq per sealed source). The distribution system is highly centralised, and for this reason about 60% of the packages transported are distributed in special vehicles by road, about 30% in commercial planes, about 9% in long-distance buses, and less than 1% by vessel.

4. PACKAGE AND SEALED SOURCE MODELS DESIGNED IN ARGENTINA

Argentina has developed some design models of packages and sealed sources (special form radioactive material – SFRAM), as for instance:

(i) Type B(U)F package, GURI 100 design model, for the transport up to 20% enriched-U fresh fuel elements to be used in research reactors; Approval Certificate RA/0033/B(U)F-85 was emitted by the Argentine's Competent Authority, ARN.

(ii) Type B(U) package, GURI 01 design model, for the transport up to 12,950 TBq of ^{60}Co industrial sealed sources SFRAM; Approval Certificate RA/0072/B(U)F-85 was emitted by the Argentine's Competent Authority, ARN.

(iii) Type B(U) package, CONTRAS design model, for the transport up to 555 TBq of ^{60}Co medical sealed sources SFRAM; Approval Certificate RA/0074/B(U)F-85 was emitted by the Argentine's Competent Authority, ARN.

(iv) ^{60}Co sealed sources SFRAM, for medical and industrial purposes, FMS and FIS design models respectively. Their maximum radioactive contents varies from 400 TBq up to 925 TBq; Approval Certificates RA/0027/S-85, RA/0030/S-85, RA/0032/S-85, RA/0042/S-85, RA/0043/S-85, RA/0045/S-85 and RA/0064/S-85 were emitted by the Argentine's Competent Authority, ARN.

(v) ^{192}Ir sealed source SFRAM for industrial purposes, RM-10 design model. Its maximum radioactive contents is 4,44 TBq; Approval Certificate RA/0040/S-85 was emitted by the Argentine's Competent Authority, ARN.

5. TRAINING COURSES AND AVAILABLE TRAINING MATERIAL IN ARGENTINA

In addition to specific short courses and lectures on Safe Transport of RAM, that topic is part of the following Radiation Protection/Nuclear Safety training courses, which take place annually in Argentina:

(a) "Radiation Protection and Nuclear Safety", regional post-grade course addressed to professionals; since 1981 up to now. International Atomic Energy Agency (IAEA), Nuclear Regulatory Authority (ARN), the Ministry of Public Health and Buenos Aires University (eight months period);

(b) "Nuclear Engineering", post-grade course addressed to professionals. Buenos Aires University (8 months period);

(c) "Nuclear Engineering", course addressed to university students. National Atomic Energy Commission (CNEA) and Cuyo University (4 years period);

(d) "Public Health and Safety", post-grade course addressed to professionals National Technological University (2 years period); and

(e) "Radiation Protection and Nuclear Safety", national course addressed to technicians. Nuclear Regulatory Authority (ARN) (6 months period).

Additionally, it was developed the following Spanish-speaking specific courses:

(i) Courses in Peru, Costa Rica and Chile on 1990, two weeks every one, developed in the framework of the IAEA-ARCAL's Programme. Specifically addressed to professionals from competent authorities, regulatory organisations, carriers and any organisation or body involved in transport of RAM. All trainees must have some specific background on basic concepts in relation with radiological safety;

(ii) Courses in Argentine, on 1985, 1991, 1993 and 1997, one week period (about 40 hours), specifically addressed to any individual from both carriers for hire or reward and carriers on own account, transport organisations, transport fire brigades, and related organisations. Specific radiological safety knowledge are not required to the trainees;

(iii) Courses specifically addressed to personal of the Argentine Coastguard, National Customs Administration and Nuclear Power Plants involved in transport of RAM activities, three days period (about 15 hours); and

(iv) Courses specifically addressed to users of industrial gamma-ray equipment, one day period (about 8 hours).

It should be noted that specific written material for both theory and exercises, in Spanish, dealings with the transport of RAM are available in these training courses.

In addition, there are overheads covering the main areas mentioned in item 6. below, and slides, photographs and films in video showing mechanical tests for Type B package designs, and water spray, free drop, stacking and penetration tests for Type A package designs. All the tests performed are been developed to demonstrate the compliance with the IAEA's Regulations. This material is available in the Nuclear Regulatory Authority.

On the other hand, at the Ezeiza Nuclear Research Centre there are two facilities, a Test Facility for Type A package designs, limited to specimens with dimensions less than 1 m and weight less than 50 kg, and a Special Form RAM Facility, either for indispersible solid or sealed source specimens; both Facilities are available for visitors.

6. CHARACTERISTICS OF THE TRAINING COURSES ON TRANSPORT OF RAM

The purpose of the Specific Training Courses on Transport of RAM, indicated in 5. above, is to give guidance and advise on technical and regulatory aspects of RAM transport to personnel concerned to the transport of that material, in agreement with the in force Regulations. Such personnel should be conformed among others by professionals from competent authorities, consignors, carriers, package designers and any private or governmental organisation concerned with transport of RAM.

On the other hand, in order to determine the syllabus of a course as well as the necessary background of the trainees, it is necessary to establish explicitly its scope. Specially, the syllabus for the courses above mentioned covers the following main areas:

(1) Introductory Topics and Course Overview;

(2) Basic Aspects of Radioactivity and Radiological Safety;

(3) Purpose and Application of the IAEA Transport Regulatory Documents;

(4) Analysis of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Series No. 6.

(5) Competent authority Regulatory Control. Responsibilities, Functions, Organisation and Compliance Assurance Activities.

(6) Quality Assurance Activities.

(7) Consignor's Responsibilities.

(8) Emergency Response Planning and Preparedness for Transport Accidents Involving RAM. Public Information.

(9) Specific Aspects of the International Recommendations and Regulations for the Transport of Dangerous Goods. UN, ICAO, IATA and IMO.

(10) Scope of Training Specifically Addressed to Carriers, Transport Fire Brigades, Custom Personnel and Other Related Organisations.

(11) Participate Exercises and Videotapes Presentation.

Because of "International Liability and Insurance" is outside the scope of the Transport Regulations, it seems that this subject is not technically related with the usual trainees on RAM transport, and for this reason it is not included in the areas covered by the syllabus above

mentioned. Nevertheless, some kind of information on this subject could be useful for some trainees.

7. CONCLUSIONS

(1) It seems reasonably to assume that the transport of RAM, in either domestic or for export, will suffer an appreciable augment in Argentina, so new package and sealed source (special form RAM) design models would be developed.

(2) In order to co-ordinate and develop national, interregional and international training courses on Transport of RAM, it seems to be convenient to achieve consensus among Member States on the main following topics:

- Scope of the courses;
- Subjects to be included on the syllabus of the courses;
- Necessary background of the trainees; and
- Training material to be used in the courses.

(3) It is necessary to establish explicitly the scope for each course in particular and then its syllabus and the appropriate background of the trainees. Therefore, it is suggested either to prepare several syllabuses or to develop a list of topics, indicating respectively the specific syllabus or the main topics for each type of trainees. In the latest case, it seems useful to develop a Table showing, through an "X" in the correspondent box, the relationship between the list of all Topics to be considered in Training Courses on Transport of RAM (i.e., see items 6. (1) to (11) above) and Each Type of Trainees (i.e., personnel of authorities, carriers, designers and personnel of fire brigades). It should be stressed that such Table does not exclude that relationship in case of any "X" appears in the appropriate box.

(4) In order to maintain an appropriate and updated knowledge of the Training Material on Safe Transport of RAM used in courses developed by different Member States, it seems important to have an effective access to the following information:

- Identification of the experts of each Member State to be contacted;
- Published materials available in each Member State;
- Training materials available, other than above mentioned;
- Facilities available for visitors;
- Computer programmes related to the subject; and
- Other information of interest does not cover in items above mentioned.

Licensing of a Type B(U) Package Design for the Transport and Transfer of Medical ^{60}Co Sealed Sources in Argentina

López Vietri, J.R.; Bianchi, A.J. and Menossi, C.A.

Presentado en: 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 98).
París, Francia, 11-15 mayo 1998

LICENSING OF A TYPE B(U) PACKAGE DESIGN FOR THE TRANSPORT AND TRANSFER OF MEDICAL ^{60}Co SEALED SOURCES IN ARGENTINA

López Vietri, J.R.; Bianchi, A.J. and Menossi, C.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

SUMMARY

This paper points out the relevant regulatory issues related to the licensing process of a Type B(U) package design (hereinafter called CONTRAS), approved for the transport by all modes and the transfer of ^{60}Co sealed sources of up to 555 TBq, as a special form radioactive material, for medical use in a circular section drawer of a cobalt-therapy equipment, as carried-out by the Nuclear Regulatory Authority (hereinafter called ARN) of Argentina, the former Nuclear Regulatory Entity (ENREN), of Argentina.

A description is made of both, the decisions taken during the different stages of the main technical development areas for the licensing process and the requirements and conditions that must be fulfilled by applicants prior a CONTRAS licensing be issued, in accordance with the 1985 Edition (As Amended 1990) of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (hereinafter called IAEA Regulations).

Further on, the paper describes the most relevant activities performed by the ARN during the licensing process, among others: packaging manufacturing inspections; handling performance test; shielding behaviour and tests prior first shipment.

Finally, brief comments are made on the experience gained from previous Type B(U) package design developments. And, finally, some ARN aspects of the applicants documentation revision and assessment, as well as main conclusions after the above mentioned licensing process.

INTRODUCTION

Since 1984, and as a result of a CANDU nuclear power reactor operation, Argentina become an important exporter of ^{60}Co, and has had to develop both, the industrial and medical sealed sources as well as package designs for their containment, handling and transport. The CONTRAS package was designed and manufactured by INVAP SE, Applied Research State Company (hereinafter called INVAP), a company partially owned by the National Commission of Atomic Energy, of Argentina and the Government of the Province of Río Negro, Argentina, with a large experience and training in the field that accredited for the task.

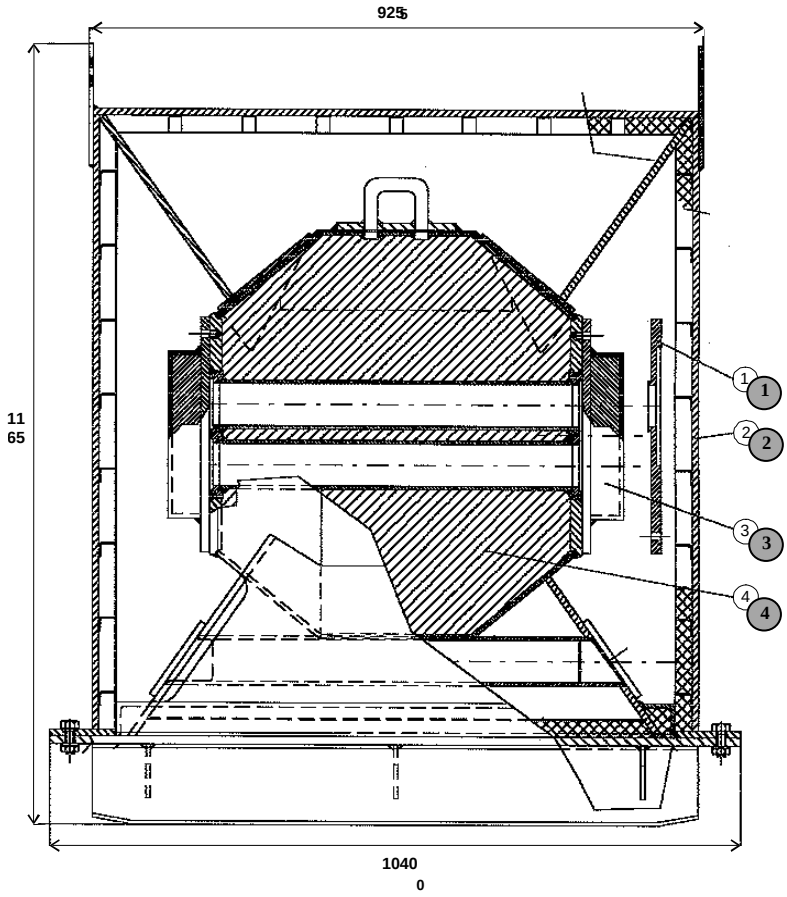
The paper analyses the ARN requirements that must be fulfilled by the applicant to certify that Type B(U) CONTRAS package design, complies with the IAEA Regulations under both normal and accident conditions of transport including: (i) experimental mechanical tests planning; calculation methods; tests prior first package shipment, and manufacturing procedures; (ii) mechanical evaluation, involving scale laws, model specifications, deceleration and strain-stress measuring methods, and number, sequence and drops attitude; (iii) thermal analysis, including selection of codes and analytical models, and conservative hypothesis assessment; (iv) shielding analysis by computational codes; and (v) analysis and validation results.

The whole licensing process took approximately three years. Thereafter, the documentation submitted to the ARN by the applicant, such as: safety analysis report; manufacturing programme; operation, inspection and maintenance, and emergency procedures; and quality assurance programme, was fully studied and assessed.

THE CONTRAS PACKAGE DESIGN DESCRIPTION

The CONTRAS package is a 2,300 kg transfer case consisting of a main body and a fireshield. The main body has lead-filled stainless steel AISI 304 encased, as a primary containment and shielding, which has two circular section channels with steel and lead lid, where the drawer and dummy goes into. The main body is, in turn, inserted in a cubic fireshield (1 m edges), made of 25.4 mm Fiberfrax insulated and covered by 6.3 mm AISI 304 steel, to prevent heat transfer in case of external fire. The approximated overall external dimensions are: 1.040 m width by 1.040 m deep and 1.167 m high, see **Figure 1**.

Figure 1. Drawing of CONTRAS Type B(U) package transfer case design



1. Adapting flange (stainless steel).
2. Fireshield (lead sandwiched in stainless steel).
3. Cover plates (thermal insulator sandwiched in stainless steel).
4. Main body (lead sandwiched in stainless steel).

CONTRAS is a package designed to content no more than 555 TBq of ^{60}Co within any sealed sources in circular section drawer which meets the IAEA Regulations for special form radioactive material. The containment system consists of ^{60}Co welded capsules and 247 mm thick steel-encased, lead-shielded inner container.

DEVELOPMENT OF THE LICENSING PROCESS

At the beginning of the licensing process, discussions were held between the ARN and INVAP on the conditions to fulfil the basic requirements established in the IAEA Regulations. At that

moment, the general characteristics of the package design were analysed and definitions were made on whether the package structure, thermal and shielding performance would be evaluated through calculation or by means of experimental methods.

Further on, discussions were held concerning experimental mechanical testing programmes, calculation methods, testing prior first package shipment and general manufacturing procedures. In that stage, clear definitions were made on the mechanical evaluation (scale laws, requirements and specifications of the scale model, number of tests proposed, sequence and drops attitude, deceleration and strain-stress calculation), thermal analysis (computational codes, analytical models, hypotheses conservatism), and shielding analysis (computational codes, technical problems were simpler, and computational tools were known and reliable). In every case, the results obtained were analysed and validated.

During the whole licensing process, the applicant was requested to perform experimental tests and calculations, whose results were continuously reviewed and assessed by the ARN and discussed with INVAP.

This whole licensing process took about three years during which minor modifications were made by INVAP to the package design. Finally, the formal application was sent to the ARN for his approval. In conformity with INVAP Quality Assurance Program, the documentation submitted included a design evaluation performed by the INVAP professional team other than those involved in the product's development. The ARN started a thorough and independent review and assessment of the overall information submitted by INVAP.

We ought to mention that during the CONTRAS licensing process the personnel involved were 17 professionals between designers and applicant (INVAP) and 7 professionals from the competent authority (ARN). Such staff of 24 technicians and professionals with proved proficiency, training and experience in different areas, such as, design, materials, structures, manufacturing, thermal and radiation shielding analysis, non-destructive assays, mechanical tests, tests prior first package shipment, quality assurance and transport regulation.

DESIGN AND TEST DEVELOPMENT

The Type B(U) package must comply with the functional performance requirements and also be fitted to maintain the containment and shielding integrity against radiation after being submitted to tests simulating both normal and accident conditions of transport.

The ARN requested that compliance assurance shall be carried-out as stated in the IAEA Regulations and in their support documents IAEA Safety Series Nos. 7, 37, 112 and 113. On the other hand, the ARN as well as INVAP had been gathering experiences from previous Type B(U) package designs to verify compliance with the applicable regulations, see the paper "Argentine experience in licensing a Type-B(U) package design for the transport of Cobalt 60", PATRAM '95.

Mechanical test

The ARN requested to INVAP the performance of an experimental mechanical test, since validated computational models for their simulation or results from other tests with similar package models, were not available in the country, therefore, and under ARN supervision during preparation and development performance the test was satisfactorily carried out. The target used is described in paper "Test facilities for radioactive material transport packages in Argentina".

A specimen built at a 1:2 scale was prepared for testing and, consequently, their escalation, requirements and specifications had to be defined. No significant differences were found between the CONTRAS model and the tested specimen.

Through this test, INVAP and the ARN outlined and defined the total number of drops, its dropping sequence and orientation, so as to obtain the greatest specimen damage. Six drops were performed in different angles with respect to the target: 4 were free drops from 9 m height producing a general deformation effects on its structure, and 2 were punctured from 1 m height and caused localised effects on the impact area.

After the most unfavourable testing sequence and orientation, first the free drop on an edge and second puncture on a lateral side, the integrity of shielding and containment were verified, concluding that: there were no important deformations or fissures in the primary containment; the fireshield was still in its fixed position and has not lost the main body thermal protection efficiency nor suffered any damage the specimen sealed source.

Thermal analysis

The CONTRAS package was particularly designed to prevent fire heat from entering into the main body, in case of fire, considering that, if lead fusion occurs (327ºC), a loss of shielding could take place due to the hydraulic steel wall breakage.

Taking into account that INVAP had proved the effectiveness of independent computational models, in previous Type B(U) package designs, TAP 6 and CATE, the thermal analysis under normal conditions of transport was modelled on the basis of aximetric calculations, assuming a 231 W as the maximum thermal power of the source in the drawer and that heat is transferred out by conduction, convection and radiation. The most significant temperature figures obtained are summarised in **Table 1**.

Analytical models and hypothesis conservatism were assessed in order to model the thermal test. The hypotheses considered by INVAP were: undamaged package after the mechanical test, initial temperature distribution at a steady state the same as that calculated under normal conditions; ambient temperature of 800°C and emission of 0.9 were assumed during the 30 minutes heating period; while, during the 2 hour natural cooling time, ambient temperature was assumed to be 38°C. In case of fire, the thermal analysis was modelled considering that heat runs through the fireshield mainly by radiation. The most important results obtained were those indicating that: the main body maximum surface temperature was 220°C, there was not melted lead, maximum temperature at the ^{60}Co sealed source was less than 339°C, internal pressure was the same as the atmosphere, and steel stress, due to differential and thermal expansion, was negligible. That was how the thermal test served to verify the containment and shielding integrity.

Other tests and evaluations

INVAP demonstrated the package integrity through calculations after the water immersion test, since hydrostatic pressure does not affect its external components.

Under normal and accident conditions of transport, the shielding was evaluated by the computational MERCURE IV code and submitted to an optimisation process, taking into account one ^{60}Co source of 555 TBq located in the upper channel. **Tables 2** and **3** show a summary of the radiation level values and their compliance with the IAEA Regulations criteria.

In complying with the tests for normal conditions of transport required by the IAEA Regulations, INVAP had proved that: water spray test was not relevant and free drop and penetration tests can be disregarded when compared with those for accident conditions, and stacking test is not applicable because, for operational reasons, these package must not be stacked on each other. The lifting eyebolts and the tie-up systems were calculated in accordance with the IAEA Safety Series No. 37.

Table 1. Temperature figures calculated by design for maximum radioactive contents and required by the IAEA Regulations for normal conditions of transport

	MAXIMUM TEMPERATURES (ºC)	
	Design	**Regulations**
External surface of the primary containment	110.0	Not specified
Internal cavity wall of the primary containment	----------	Not specified
Internal wall of the fireshield	79.5	Not specified
External wall of the fireshield	51.0	50 - 85 **(1)**
Lifting handles	50.0	50 - 85 **(1)**

(1) Paragraphs 544 and 555 of the IAEA Regulations require that the maximum temperature of any surface readily accessible during transport of a package shall not exceed 50°C; if this maximum temperature is between 50ºC and 85ºC the package shall be transported under exclusive use.

Table 2. Radiation levels measured during Pre-shipment Tests interpolated to the maximum radioactive contents and required by the IAEA Regulations for normal conditions of transport

	RADIATION LEVEL (mSv/h)			
	In contact with the external surface of the fireshield		At 1 m of the external surface of the fireshield	
	Tests	**Regulations**	**Tests**	**Regulations**
Maximum in the lower zone	0.10	2.0	--------	0.1
Minimum in the lower zone	0.02		--------	
Maximum in the lateral zone	0.20		0.020	
Minimum in the lateral zone	0.03		0.001	
Maximum in the upper zone	1.40		0.080	
Minimum in the upper zone	0.05		0.002	

Table 3. Acceptance criteria for normal and accident conditions of transport

	CALCULATED/TEST	REGULATIONS
Shielding after tests for normal conditions		
- Radiation level on external surface of the package	1.0 mSv/h **(1)**	2.0 mSv/h
- Radiation level at 1 m of the external surface of the package	0.08 mSv/h **(1)**	0.1 mSv/h
Shielding after tests for accident conditions		
- Radiation level at 1 m of the external surface of the package	8.0 mSv/h **(2)**	10.0 mSv/h
Containment after tests		
- Leaktight for normal conditions	$2\ 10^{-10}$ TBq/h	$4\ 10^{-7}$ TBq/h
- Leaktight for accident conditions	$3\ 10^{-7}$ TBq/week	0.4 TBq/week

(1) Figures obtained by tests.
(2) Figures calculated in points placed in the upper surface of the package.

QUALITY ASSURANCE, MANUFACTURE AND TESTS BEFORE FIRST SHIPMENT

The design, documentation, material purchasing, tests and manufacture of the CONTRAS transfer case have been carried-out in accordance with both the INVAP and the GURI 01 Quality Assurance Manuals.

The ARN carried-out inspections to verify that the manufacture of packaging Serial Nº 1, 2 and 3 were performed in a controlled manner and in agreement with the design specifications. The most important procedures assessed was the lead melting, since its design requires lead-steel adherence above 40%. The non-destructive assays were performed to verify the adequacy of welding and adherence. On the other hand, control over adequate material purchasing was made, especially to verify steel ductility even at -40°C, for avoiding the possibility of brittle fracture during transport and in-transit storage operations.

The ARN made evaluations and inspections over the tests performed prior first package shipment, verifying their handling, containment and shielding behaviour evaluated in the design. A transfer test with simulated sealed source was performed to verify package operation with a cobalt-therapy equipment, and a shielding test with radioactive contents for verifying radiation level values. Tables 2 and 3 summarise the values obtained in these tests. In addition, these tests allow to verify the validation of operation and preparation for shipment procedures as stated in the CONTRAS Operation Manual.

ASSESSMENT BY THE NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY OF ARGENTINA

The ARN personnel performed an independent analysis and, in some cases, a re-calculation of the information contained in the following documentation presented by INVAP: Final Safety Analysis Report; Operation, Inspection & Maintenance and Quality Assurance Manuals; Production and Control Programme; Tests Before the First Shipment Program; Emergency Procedures, as well as protocols and results from manufacturing controls and tests. These analyses confirmed that INVAP has developed the CONTRAS transfer case design using appropriate conservative criteria, so as to insuring a high level of compliance with the IAEA Regulations.

Tables 1, 2 and 3 show a summarised comparison between the results obtained by calculation and from the tests, and those required by IAEA Regulations. We ought to mention that both the design and the postulated hypotheses have been conservative.

CONCLUSIONS

The following conclusions were reached after the licensing process for the CONTRAS Type B(U) package, used for the transport and transfer of medical ^{60}Co sealed sources:

- During the licensing process the Nuclear Regulatory Authority of Argentina supported continually the designers, manufacturers and applicant -INVAP- with necessary informal advice without commitment, while the independence and objectivity between them were clearly understood and maintained.

- As the CONTRAS was the third important Type B(U) package design in Argentina developed by INVAP, it is noted that the experience reached in the country allows the reduction in the designing, manufacturing and licensing time, as well as in minimising the CONTRAS design changes produced during its licensing process.

- INVAP established and implemented an appropriate quality assurance programme for the design, documentation, tests, transport and in-transit storage operations for the CONTRAS package as well as for the materials purchasing, maintenance, inspection and packaging manufacture.

- The ARN was fully satisfied with the CONTRAS Type B(U) transfer package design fulfilment with the provisions of the 1985 Edition (As Amended 1990) of the IAEA Regulations by reviewing and, in some cases, re-calculating the design by using different methods.

- CONTRAS was finally approved by the ARN in July 1995 who issued the Approval Certificate RA/0074/B(U)-85 under the provisions of the mentioned edition of the IAEA Regulations.

- The package design is only used for both the transport and the transfer of ^{60}Co sealed sources of up to 555 TBq in circular-section drawers. It is very important because in Argentina from over 95 cobalt-therapy equipments in operation, only 8 are using square-section drawers.

- On-going with benefits obtained from the development and experience of the local nuclear industry, CONTRAS has resulted in a product with appropriate quality and comparable with other similar designs at international level.

REFERENCES

1. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition (As Amended 1990). Safety Series No. 6, Vienna, 1990. IAEA.

2. Explanatory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. (1985 Edition), 2nd Edition (As Amended 1990). Safety Series No. 7, Vienna, 1990. IAEA.

3. Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1985 Edition), 3rd Edition (As Amended 1990), Safety Series No. 37, Vienna, 1990. IAEA.

4. Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Series No. 112, Vienna, 1994. IAEA.

5. Quality Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Series No. 113, Vienna, 1994. IAEA.

6. López Vietri, J.R., Novo R.G. and Benito G. Test Facilities for Radioactive Material Transport Packages in Argentina, Vol. 2 Nos. 4/5, England, 1991. RAMTRANS.

7. López Vietri, J.R., Novo, R.G. Argentine Experience in Licensing a Type-B(U) Package Design for the Transport of Cobalt 60. PATRAM '95, Las Vegas, 1995. ARN.

8. Operation Manual of the CONTRAS Package Design, Document No. 0756-2010-3MOMC-002-1A. Argentina, 1995. INVAP SE.

9. Inspection and Maintenance Manual of the CONTRAS Package Design, Document No. 0756-2010-3MOMC-003-1A. Argentina, 1995. INVAP SE.

10. Quality Assurance Manual of INVAP SE, Document No. 0000-0110-3MGGC-001-1A. Argentina, 1980. INVAP SE.

11. Quality Assurance Manual of the GURI 01 Package Design. Argentina, 1985. INVAP SE.

IAEA's Transport Regulations: Transitional Arrangements Requiring Multilateral Approval

López Vietri, J.R.; Novo, R.G. and Biaggio, A.L.

Presentado en: 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 98).
París, Francia, 11-15 mayo 1998

IAEA'S TRANSPORT REGULATIONS: TRANSITIONAL ARRANGEMENTS REQUIRING MULTILATERAL APPROVAL

López Vietri, J.R.*; Novo, R.G.* and Biaggio, A.L.**

*Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

* Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear
Río de Janeiro, Brazil

SUMMARY

This paper analyses regulatory provisions dealing with transitional arrangements, provided by both the 1985 Edition (As Amended 1990) and the 1996 Edition of the IAEA's Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (hereinafter "the Regulations"), particularly those requiring multilateral approval through a validation process.

From the status (expired and validated) point of view of the certificates, the information contained in the Directory of National Competent Authorities' Approval Certificates, IAEA-TECDOCs 903, 826, 758, 723 and 662, is analysed and the expected situation in the year 2001 is inferred.

Finally, difficulties encountered by applicants in obtaining multilateral approval as required by the current provisions of transitional arrangements are discussed, particularly in complying specific validation provisions imposed by Competent Authorities. In addition, eventual ways to overcome difficulties are described.

INTRODUCTION

The IAEA Regulations are used world-wide for regulating the safe transport of radioactive material; they establish technical, operational and administrative requirements. Such requirements are intended to control the exposure of persons, property and the environment, as well as to limit the risks due to criticality and heat generation, both in normal and accident conditions of transport.

The 1985, 1985 (As Amended 1990) and 1996 Editions of the Regulations provide transitional arrangements aimed at harmonising the Competent Authority's actions in the approval of packages and special form materials designed or approved under the provisions of previous editions, 1967, 1973 and 1973 Revised Edition (As Amended).

The first time that transitional arrangements were included in the Regulations was in the 1985 Edition. To allow continued operational use of packagings approved under previous editions of the Regulations was the main reason. If such kind of arrangements had never been included, the only way in which the consignor could continue the use of a packaging would have been either to apply for the approval of the design according to the edition in force of the Regulations or that shipments be approved under special arrangement. It must be pointed out that special arrangement was never intended as mean of "grandfathering" (Explanatory Material for the IAEA Regulations, 1985 Edition (As Amended 1990), Safety Series No. 7).

Depending on the nature of the changes introduced in the provisions of a new edition of the Regulations and the features of the package design, in many cases the level of safety determined by both the current and the previous edition is quite similar. As a consequence, it is reasonable to permit the continued use of packagings manufactured according to a design

approved under older editions of the Regulations, subject to suitable additional controls or limitations, as appropriate.

Regulatory changes are usually introduced either to improve the level of safety or to more clearly specify requirements. It should also be noted that an ongoing transport practice does not become more or less dangerous because of changes in the Regulations, that developments of new designs need time, and that new approvals can prove to be difficult. Therefore, it is entirely proper to allow, within their working lifetime, adequate exploitation of packagings manufactured to designs approved under previous editions of the Regulations. However, the trend is to gradually preclude the use of the oldest designs and to obligate that developments of new designs are made taking into account compliance with the last edition of the Regulations.

ANALYSIS OF THE STATUS OF APPROVAL CERTIFICATES

The Directories of National Competent Authorities' Approval Certificates, IAEA-TECDOCs 903, 826, 758, 723 and 662, include data collected by the IAEA's PACKTRAM Data Base for 1996, 1995, 1994, 1993 and 1992, respectively. Such data contain the details of the Approval Certificates declared by a representative number of Competent Authorities. The directories, among other information, reflects the status of the certificates (in force or expired) and lets know whether they were approved either by the Competent Authority of the country of origin of the design or by validation of the original certificate issued by other Competent Authorities.

Some of the data provided by the mentioned directories were summarised in Table 1 and Figure 1; they show the number of collected Approval Certificates every year since 1992 to 1996 classified according the edition of the Regulations under which they were approved, independently of their current status. The table also shows the percentages corresponding to each edition and the total number of certificates per year.

It seems to be of interest to analyse the decreasing rates of the number of certificates approved under old editions of the Regulations, which permits one to infer the situation at the time when the 1996 Edition (ST-1) will be in force world-wide. At the second IAEA's Transport Safety Standards Advisory Committee (TRANSSAC-II) meeting there were discussions addressed to co-ordinate the same target date for adoption of ST-1 in the different modes and it was concluded that is highly probable to be January the first, 2001.

In Figure 2 were plotted the percentages of certificates approved under every edition of the Regulations as a function of the year of collection of the data, in the period 1992-1996. In the same figure straight lines were extrapolated to indicate the decreasing rates of the number of certificates approved under old editions and the increasing rate for the edition in force. From that figures can be extracted the following conclusions:

(i) At the end of the period during which the 1985 Edition was in force in most of the countries, that is 1996, there were about 42 % of certificates approved under older Editions (1967 and 1973).

(ii) The number of certificates approved under the 1985 and 1985 (As Amended 1990) Editions is increasing at a rate average of 13 % per year; those approved under the 1973 and 1973 (As Amended 1990) Editions are decreasing at a rate average of 12 % per year, and those approved under the 1967 Edition are decreasing at a rate average of 0.6 % per year.

(iii) Considering such decreasing rates and assuming that such tendency will be maintained in the following years, it is highly probable that at the moment when the 1996 Edition enters into force, there will be practically no approval certificates issued under 1967 and 1973 Editions. However, this conclusion could be not entirely true because data from TECDOC-903 indicate that a few certificates have expiry date ending on or beyond the year 2001.

Table 1

EDITION OF THE IAEA REGULATIONS Current, expired, original and by validation Certificates	IAEA TECDOC-662 1992		IAEA TECDOC-723 1993		IAEA TECDOC-758 1994		IAEA TECDOC-826 1995		IAEA TECDOC-903 1996	
	N° Certif.	%	N° Certif.	%	N° Certif.	%	N° Certif.	%	N° Certif.	%
1967	44	3.3	30	2.0	23	1.6	17	1.1	14	0.9
1973 & 1973AA	1 147	86.9	1 118	75.4	829	58.8	811	52.2	658	40.7
1985 & 1985AA '90	129	9.8	335	22.6	558	39.6	725	46.7	942	58.4
GRAND TOTALS	**1 320**	**100**	**1 483**	**100**	**1 410**	**100**	**1 553**	**100**	**1 614**	**100**

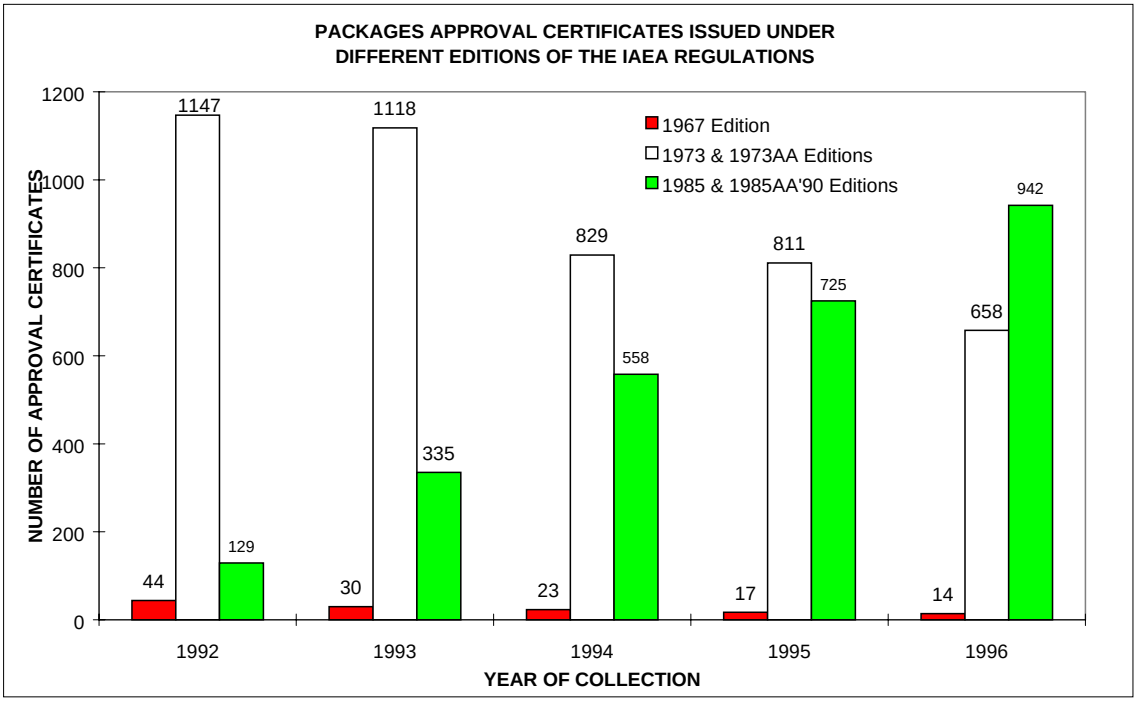


Figure 1

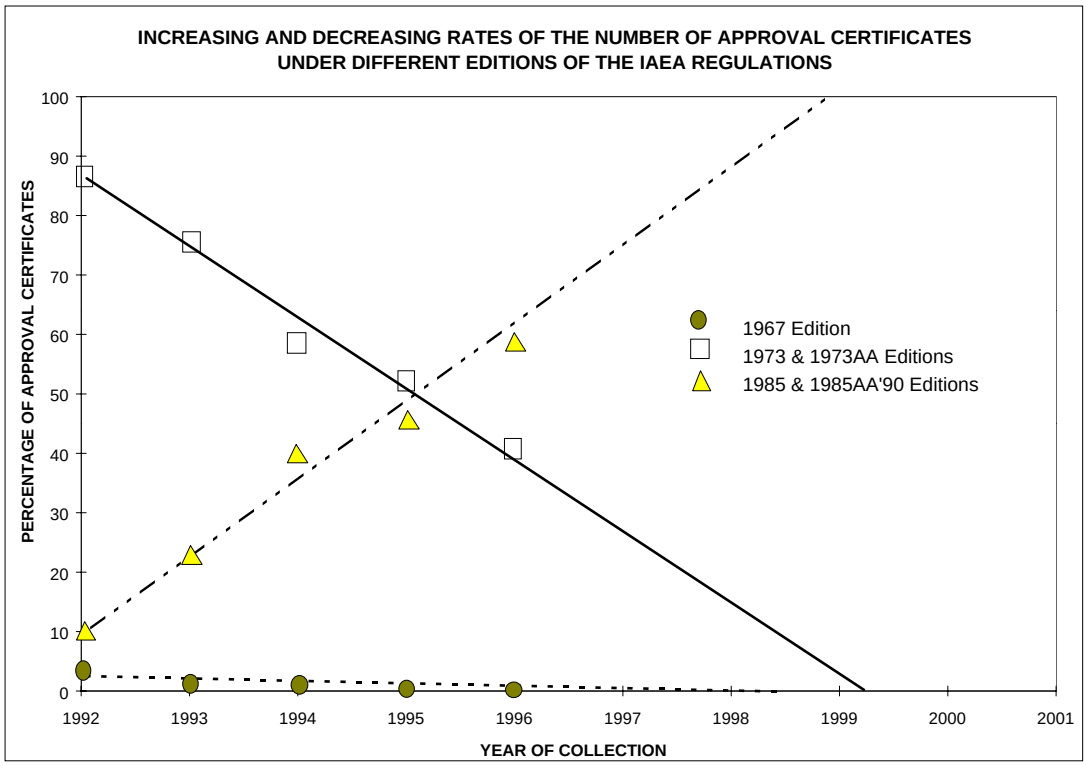


Figure 2

ANALYSIS OF TRANSITIONAL ARRANGEMENTS

It is of interest to analyse transitional arrangements provided in paragraphs 713 and 714 of the 1985 Edition (As Amended 1990) and 815 through 818 of the 1996 Edition of the Regulations. In particular, those requiring multilateral approval through validation of the original certificate (paragraphs 730 of the 1985 Edition (As Amended 1990) and 834 of the 1996 Edition). Table 2 shows an overview of the transitional arrangements provided by both the 1985 and 1996 Editions as well as the standing periods corresponding to each requirement.

It is noted again that the 1996 Edition of the Regulations does not include transitional arrangements related to the 1967 Edition because it was considered that the working lifetime of the oldest designs will expire before the 1996 Edition enters into force. Additionally, 1996 Edition include transitional arrangements in the following cases which were not considered in the 1985 Edition:

(a) Package designs which do not require Competent Authority approval,

(b) Special Form Radioactive Material designs, and

(c) Package designs containing fissile material and transported by air.

Both the 1985 and 1996 Editions require multilateral approval for package designs approved under older versions of the Regulations. Paragraph 713 of the 1985 Edition establishes that designs approved under the 1967 Edition shall be subject to multilateral approval at the time the 1985 Edition entered into force, and paragraph 714 requires that designs approved under

Table 2

TRANSITIONAL ARRANGEMENTS' PROVISIONS				DATES AND STANDING PERIODS
Edition	**Para.**	**Designed under**	**Requirement**	1992 1993 1994 1995 1996 1997 1998 1999 2000 2001 2002 2003 2004 2005 2006 2007
1985 (AA'90)	713	1967 Edition	Package Design shall require Multilateral Approval**(*) + (‡)**.	→ } **Special arrangement**
			Changes in Package Design which would significantly and detrimen-tally affect safety shall be required to meet 1985 Edition in full **+ (‡)**.	→
	714	1973 & 1973 AA Editions	Package Design shall require Multilateral Approval**(*)** **+** Packaging Serial Number.	→ **1996 Edition in force**
			Changes in Package Design which would significantly and detrimen-tally affect safety shall be required to meet 1985 Edition in full.	→
			Construction of Packagings shall be required to meet 1985 Edit. in full.	→
1996	816	1973 & 1973 AA Editions	Package Design shall require Multilateral Approval**(*) + (‡)** **+** QA (p. 310) **+** Activity Limits and Material Restrictions (Sec. IV) **+** Packages containing Fissile Material transported by Air (p. 680).	→
			Changes in Package Design which would significantly and detrimen-tally affect safety shall require to meet 1996 Edition in full **(‡)**.	↓
	817	1985 & 1985 AA Editions	QA (p. 310) **+** Activity Limits and Material Restrictions (Sec. IV) **+** Packages containing Fissile Material transported by Air (p. 680).	→
			QA (p. 310) **+** Activity Limits and Material Restrictions (Sec. IV) **+** Packages containing Fissile Material transported by Air (p. 680) **+** Package Designs shall require Multilateral Approval.	**1985 Edition in force** →
			Changes in Package Design which would significantly and detrimen-tally affect safety shall require to meet 1996 Edition in full.	→
			Manufacture of Packagings shall meet 1996 Edition in full.	→
	815	1985 & 1985 AA Editions	Excepted, Industrial and Type A Packages are required to meet QA (p. 310) **+** Activity Limits and Material Restrictions (Sec. IV).	→
			Changes in Package Design which would significantly and detrimen-tally affect safety shall meet 1996 Edition in full.	→
			Manufacture of Packagings and/or Packages Prepared for Transport shall meet 1996 Edition in full.	→
	818	73, 73 AA 85, 85 AA Editions	Special Form Radioactive Material shall meet QA Programme (p. 310).	
			Manufacture of Special Form Radioactive Material shall meet 1996 Edition in full.	→

(*) Multilateral Approval may be by Validation of the original certificate issued by the Competent Authority of the country of origin of the design or shipment.
(‡) No new construction of such packagings shall be permitted to commence. A serial number shall be assigned to and marked on the outside of each packaging.

the 1973 Edition shall be subject to multilateral approval after 31 December 1992. In the same sense, paragraph 816 of the 1996 Edition requires that designs approved under the 1973 Edition shall be subject to multilateral approval at the time the 1996 Edition entered into force, and paragraph 817 requires that designs approved under the 1985 Edition shall be subject to multilateral approval after 31 December 2003. Table 2 summarises the dates and standing periods.

The 1985 Edition establishes that no new construction of packagings according to a design approved under the 1967 Edition shall be permitted. The same requirement is established by the 1996 Edition for package designs approved under the 1973 Edition. Additionally, the 1985 Edition requires that package designs approved under the 1973 Edition, for which construction begins after 31 December 1995, shall meet all the requirements of the edition in force. The same requirement is included in the 1996 Edition for package designs approved under the 1985 Edition, for which the construction begins after 31 December 2006. These requirements have as objective to gradually withdraw old designs from operation in a way to cause a minimum economic and technical impact allowing a smooth transition.

It is also interesting to infer two implicit requirements arising from transitional arrangements provided by the 1996 Edition of the Regulations:

(1) After that edition enters into force, the only way to carry out transports involving package designs approved by the 1967 Edition is under Special Arrangement.

(2) Changes approved under the 1985 Edition to package designs originally approved under previous editions, shall also require multilateral approval after 31 December 2003.

DIFFICULTIES IN FULFILING TRANSITIONAL ARRANGEMENTS

For international shipments, consignors shall obtain multilateral approval from the Competent Authorities of the countries through or into which the shipment is made, through a validation process which could be by either the endorsement on the original certificates or the issuance of a separate document. In the later case, the appropriate Competent Authority shall issue a new Approval Certificate to which must assign its own identification mark—paragraphs 730 (1985 Edition) and 834 (1996 Edition).

The criteria applied by the Competent Authorities of different countries to carry out such validation are not uniform and depends on several factors. Depending on the criteria of each Competent Authority, consignors and applicants must comply with strong or weak additional provisions as well as submit a substantial technical studies or few formal documents. Therefore, it is easy to infer that consignors and applicants will face many kind of difficulties for obtaining Multilateral Approval Certificates.

As a first instance, the two following situations produce a big difference in the level of difficulty faced by a consignor trying to carry out an international shipment with a packaging designed, manufactured and approved under older editions of the Regulations: (i) the designer, the manufacturer, the licensee and the Competent Authority which approved the original design are from the same country as the consignor or; (ii) they are from different countries. Of course, the level of fluidity in the interaction between the parts involved are quite different in both cases.

In either case the first action to be performed by the consignor seems to be to ask to the licensee to update the approval of the package design. The first step for the licensee seems to be to evaluate if the package design could satisfy the new or modified requirements of the Regulations in force and, if it is the case, to apply to the corresponding Competent Authority. If this is not the case, a multilateral approval application to the Competent Authorities involved will be the only option.

Practical difficulties appear, as for example:

(a) The designer, manufacturer or licensee do not exist any more. In such case is quite difficult for the consignor to comply with any regulatory requirement and consequently to apply either for the

approval under the 1985 Edition of the Regulations or for a multilateral approval. Therefore, the only option seems to be to apply for a shipment under special arrangement.

(b) The design is approved according the 1985 Edition but its serial number was not included in the current approval certificate. In this case, as the 1985 Edition requires that all the specimens manufactured according an approved design shall be covered by the approval certificate, the consignor will have other kind of difficulties to demonstrate compliance of such specimen with the 1985 Edition. This kind of situations are mainly produced when the specimen is used in a country different from the one of the origin of the design, and of course its solution may be much more complicated. That is because it is really difficult for the Competent Authority which issued the original certificate to make arrangement to know the actual condition of the packaging. However, there are some evidence which seems to indicate that the situations of non-inclusion of a serial number in an approval certificate were not only due to technical reasons but to commercial ones.

It is evident that multilateral approvals usually have associated a significant level of difficulty which implies the investment of economic and human resources to solve it.

Since August 1996 the validation process in Argentina requires that the consignor or applicant must submit for analysis: a copy of the original Approval Certificate, descriptive drawings and at least a summary of the Safety Analysis Report of the package design, a certification of the application of a Quality Assurance Programme, as well as the Manuals or Procedures for Operation, Inspection & Maintenance and Emergency. These requirements were established by the National Regulatory Authority (ARN in Spanish) after a carefully analysis which indicated that they were the minimum and reasonable ones. However, Argentine users of foreign designs who applied to the ARN for a Multilateral Approval, in most cases had serious problems (or in extreme cases were unable to) to obtain from the original designer an appropriate summary of the Safety Analysis Report of the package design, a certification of compliance with a QA Programme as well as updated Manuals or Procedures of Operation and Inspection & Maintenance as they are referenced in the in-force original Approval Certificate. Consequently, the ARN is forced to require to the consignor or applicant the use of an equivalent package design approved according the 1985 Edition (As amended 1990) of the Regulations or, if that is no possible, to carry out the shipment under a special arrangement. That option is often not the best solution for a shipment that can be made with an approved design and the provisions associated to a special arrangement many times have a significant economic impact on the consignor.

CONCLUSIONS

In order to facilitate the life of the applicants the following suggestions are made:

(1) The transport-related community should invest more effort in improving future transitional arrangements' provisions. In that sense, it would be necessary that such provisions include, in addition to the pertinent dates and standing periods, pragmatic rules or advice to their comprehensive understanding and appropriate implementation. That could assure better harmonisation among Competent Authorities when different cases are analysed.

(2) As far as possible the Competent Authorities should adopt uniform criteria for the validation processes: clear requirements, exchange of views on particular cases and personal contacts would help to harmonise the actions of Competent Authorities.

(3) Competent Authorities, as well as users, should speed up the processes and studies needed to issue Approval Certificates under the provisions of the 1985 Edition (As Amended 1990) of the Regulations for designs approved under previous editions or, if that is not possible, to gradually qualify such designs only for a shipment under special arrangement.

(4) Taking into account the experience gained during the implementation of the 1985 Edition (As Amended 1990) and in order to facilitate the commercial relationships between countries it is strongly recommended that, as far as possible, the international community as well as international transport organisations agree on the same target date to enter into force the 1996 Edition of the Regulations, for example not later than 1 January 2001.

(5) A joint effort between the IAEA Transport Unit, TRANSSAC, Member States and International Transport Organisations would seems to be the only and proper way to reach the necessary agreements related to the points above.

REFERENCES

1. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials. 1967 Edition. SS No. 6, IAEA.

2. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials. 1973 Edition. SS No. 6, IAEA.

3. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials. 1973 Revised Edition (As Amended). SS No. 6, Vienna, 1979. IAEA.

4. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition. SS No. 6, IAEA.

5. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition (As Amended 1990) Edition. Safety Series No. 6, Vienna, 1990. IAEA.

6. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1996 Edition. Safety Standard Series No. ST-1 (Requirements), Vienna, 1996. IAEA.

7. Directory of national competent authorities' approval certificates for package design, special form radioactive material and shipment of radioactive material. IAEA-TECDOC-662, 1992. IAEA.

8. Directory of national competent authorities' approval certificates for package design, special form radioactive material and shipment of radioactive material. IAEA-TECDOC-723, 1993. IAEA.

9. Directory of national competent authorities' approval certificates for package design, special form radioactive material and shipment of radioactive material. IAEA-TECDOC-758, 1994. IAEA.

10. Directory of national competent authorities' approval certificates for package design, special form radioactive material and shipment of radioactive material. IAEA-TECDOC-826, 1995.

11. Directory of national competent authorities' approval certificates for package design, special form radioactive material and shipment of radioactive material. IAEA-TECDOC-903, 1996.

12. Explanatory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. (1985 Edition), 2nd Edition (As Amended 1990). Safety Series No. 7, 1990. IAEA.

Conducción de calor radial en un elemento combustible de un reactor de potencia

Ventura, M.A.

Publicado como PI-22/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

CONDUCCIÓN DE CALOR RADIAL EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE UN REACTOR DE POTENCIA

Ventura, M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se desarrollan dos modelos (uno estacionario y otro transitorio) para simular la conducción radial en un elemento combustible de un reactor de potencia. El objeto es calcular las temperaturas a las que están sometidos el combustible y vaina del elemento. Se adopta la hipótesis de representación de parámetros concentrados. Dichos modelos son verificados y comparados con otros similares. Se incluye en el modelo estacionario un método para calcular la conductancia del huelgo existente entre la pastilla de UO_2 y la vaina del elemento combustible y la incerteza asociada a su valor.

ABSTRACT

Two radial conduction models (one for steady state and another for unsteady state) in a nuclear power reactor fuel element are developed. The objective is to obtain the temperatures in the fuel pellet and the cladding. The lumped-parameter hypothesis are adopted to represent the system. Both models are verified and their results are compared with similar ones. A method to calculate the conductance in the gap between the UO_2 pellet and the clad and its associated uncertainty is included in the steady state model.

INTRODUCCIÓN

En este trabajo se implementa un modelo a parámetros concentrados desarrollado por W.Wulff en la referencia (1), para simular la conducción radial transiente en el elemento combustible formado por la pastilla de UO_2, la vaina envolvente y el huelgo entre los mismos. El modelo consiste en tres ecuaciones diferenciales ordinarias, una para el combustible, otra para el huelgo y otra para la vaina, con sus correspondientes condiciones de contorno. Estas ecuaciones de gobierno, las de conducción de Fourier y sus condiciones de borde, son transformadas por ocho hipótesis de simplificación usadas para obtener el modelo a parámetros concentrados. Con este modelo se obtienen las ecuaciones para las temperaturas en varios puntos de interés, en estado estacionario.

En el modelo transiente desarrollado, se usa el concepto de volumen de control y variable promediada en volumen. En éste se hace una extensión de las ecuaciones para la descripción de la conducción de calor en el elemento combustible, el refrigerante y el moderador.

CONDUCCIÓN DE CALOR RADIAL EN UN ELEMENTO COMBUSTIBLE DE UN REACTOR DE POTENCIA

RESUMEN

ABSTRACT

INTRODUCCIÓN

ÍNDICE

NOMENCLATURA

1. MODELO ESTACIONARIO
1.1. Esquema representativo
1.2. Hipótesis de simplificación
1.3. Ecuaciones de gobierno
1.4. Resolución del problema

1.4.1. Número de Biot
1.4.2. Coeficiente de transferencia de calor H_∞
1.4.3. Conductividad del combustible
1.4.4. Conductividad de la vaina
1.4.5. Capacidad de calor volumétrica
1.4.6. Conductancia del huelgo

1.4.6.1. Conductancia del gas
1.4.6.2. Conductancia radiativa
1.4.6.3. Conductancia del huelgo para los elementos combustibles de la CNA I
1.4.6.4. Modelo de incerteza para la conductancia del huelgo

1.5. Integración de las ecuaciones
1.6. Temperaturas obtenidas en los puntos de interés para los elementos combustibles de la CNA I
1.7. Verificación del modelo

2. MODELO TRANSIENTE
2.1. Esquema representativo
2.2. Ecuaciones de gobierno
2.3. Aplicación del modelo a la CNA I

3. CONCLUSIONES

AGRADECIMIENTOS

REFERENCIAS

NOMENCLATURA UTILIZADA
(Todos los símbolos están definidos también en el texto)

Afc= área de flujo
H= altura del manojo de barras calentadas
b= rugosidad de la superficie; ec [12]
Bi= Número de Biot ; ec [4]
C= calor específico
D= ancho inicial del huelgo
D_{can}= diámetro del canal
Dh= diámetro hidráulico
Δ_1= incerteza de la conductividad del huelgo
Δ_2= incerteza del ancho del huelgo
Δh_h= incerteza de la conductancia del huelgo
Δt_e= incerteza de el ancho efectivo del huelgo
g= distancia en la que se produce el salto de temperatura; ec [12]
$G=1/ h_h$
h_h= conductancia del huelgo
h_r= conductancia radiativa
h_g= conductancia del gas
H_c= coeficiente de transferencia de calor
k= conductividad
N= número de barras
Nc= número de canales
P= perímetro mojado
Ph= perímetro calentado
Pr= número de Prandlt; ec [5]
Q'= velocidad de calentamiento lineal
Q''= flujo de calor
Q'''= densidad de generación de calor
$<Q'''>$= promedio en volumen de la densidad de generación o absorción de calor
r= coordenada radial
R= radio
R_1= radio de la pastilla de UO_2
$R_2= R_1 +$ ancho del huelgo
$R_3= R_2 +$ ancho de la vaina
$R_M= (R_2+ R_3)/ 2$
RR1= radio en donde se evalúa $<T>_c$
RR2= radio en donde se evalúa $<T>_v$
Re= número de Reynolds; [5]
$S= R_3- R_2$
t= tiempo
t_e= ancho específico del huelgo
T= temperatura
T_1= temperatura en R_1
T_2= temperatura en R_2
T_3= temperatura en R_3
T_M= temperatura en R_M
T_{maxc}= temperatura máxima del combustible
T_{maxv}= temperatura máxima de vaina
<T>= promedio en volumen de la temperatura
V= velocidad
w= caudal

Símbolos Griegos

$\xi= r/R_1$
ε= emisividad
μ= viscosidad

ρ= densidad
ρC= capacidad calórica volumétrica

Subíndices

c= combustible
v= vaina
h= huelgo
g= gas
∞= refrigerante
∞_i= refrigerante, inicial
m= moderador
m_i= moderador, inicial
M= medio
w= pared, superficie exterior de la vaina

Otros símbolos

< >= promediado en volumen

1. MODELO ESTACIONARIO

1.1. ESQUEMA REPRESENTATIVO

En la **Figura 1** puede verse un esquema representativo de un elemento combustible

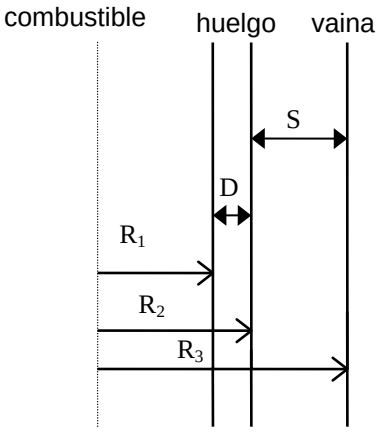


Figura 1: Representación de un elemento combustible

1.2. HIPÓTESIS DE SIMPLIFICACIÓN

Para el desarrollo del modelo se han adoptado un conjunto de hipótesis simplificativas del problema de conducción. Introduciendo previamente el operador "promedio", para el combustible:

$$\langle \bullet \rangle_c = \frac{2}{R_1^2} \int_0^{R_1} (\bullet)\, r\, dr \qquad (a)$$

y para la vaina:

$$\langle \bullet \rangle_v = \frac{2}{R_3^2 - R_2^2} \int_{R_2}^{R_3} (\bullet)\, r\, dr \qquad (b)$$

Las hipótesis son:

1. $(\rho c)_h = 0$. La capacidad volumétrica en el huelgo ($R_1 < r < R_2$), es cero

2. La discontinuidad de temperatura en el huelgo, responde a su conductancia (h_h). Esta puede depender de la temperatura media del combustible $\langle T \rangle_c$ y de la temperatura media de la vaina $\langle T \rangle_v$

3. Se considera insignificante la conducción axial: $\frac{\partial T}{\partial z} = 0$

y la temperatura es simétrica respecto del eje: $\frac{\partial T}{\partial \theta} = 0$

4. Q_h''' =0, no hay absorción de energía en el gas del huelgo.

5. Las propiedades termofísicas del combustible dependen sólo de la temperatura media del combustible $<T>_c$, es decir:

$$(\rho c)_c = <\rho c>_c \; ; \qquad k_c = <k>_c$$

6. Las propiedades termofísicas de la vaina, dependen sólo de la temperatura media de la vaina $<T>_v$,

$$(\rho c)_v = <\rho c>_v \; ; \qquad k_v = <k>_v$$

7. El área transversal del huelgo es pequeña comparada con la del combustible, es decir:

$$R_1 \cong R_2 \text{ y } \quad D << R_1$$

siendo $D = R_2 - R_1$

8. Los transientes térmicos son lentos en relación a la respuesta del elemento combustible.

1.3. ECUACIONES DE GOBIERNO (2)

La ecuación de Fourier de conducción térmica se reduce con la hipótesis **3)** a la ecuación radial de conducción

En las expresiones que siguen:

Q''', es la generación de calor por unidad de volumen debido a la potencia de fisión y a la absorción gama.

Q'', es el flujo de calor en la pared,

T_∞ es la temperatura representativa del refrigerante, siendo considerada igual a la del líquido de una sola fase para convección forzada, a la de saturación para ebullición en equilibrio y un promedio pesado entre ambas para ebullición nucleada. Los subíndices c, h y v, designan las variables del combustible, huelgo y vaina respectivamente, w se refiere a la pared exterior de la vaina. El símbolo r, es la coordenada radial, t el tiempo y T, la temperatura. Los radios R_1, R_2 y R_3 están definidos en la Figura 1.

- **Para el combustible ($0 \le r \le R_1$)**

$$(rc)_c \frac{\partial T_c}{\partial t} = \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\, k_c \frac{\partial T_c}{\partial r}\right) + Q_c''' \qquad ; \qquad 0 \le r \le R_1$$

$$\frac{\partial T_c}{\partial r} = 0 \qquad ; \qquad r = 0$$

$$k_c \frac{\partial T_c}{\partial r} = k_h \frac{\partial T_h}{\partial r} \qquad ; \qquad r = R_1$$

$$T_c = T_h = T_1 \qquad ; \qquad r = R_1, \quad \text{por } \mathbf{2)}$$

- **Para el huelgo ($R_1 \leq r \leq R_2$)**

Debido a **1), 2), 3) y 4)**

$$0 = \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\, k_h \frac{\partial T_h}{\partial r}\right) \quad ; \quad R_1 < r < R_2 \quad \text{por } \mathbf{1)}$$

$$k_h \frac{\partial T_h}{\partial r} = k_v \frac{\partial T_c}{\partial r} \quad ; \quad r = R_2$$

$$T_h = T_v = T_1 \quad ; \quad r = R_1$$

$$k_h \frac{\partial T_h}{\partial r} = k_v \frac{\partial T_v}{\partial r} \quad ; \quad r = R_2$$

$$T_h = T_v = T_2 \quad ; \quad r = R_2$$

- **Para la vaina ($R_2 \leq r \leq R_3$)**

Debido a **2)** y **3)**

$$(rc)_v \frac{\partial T_v}{\partial t} = \frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\, k_v \frac{\partial T_v}{\partial r}\right) + Q_v''' \quad ; \quad R_2 \leq r \leq R_3$$

$$k_v \frac{\partial T_{v_v}}{\partial t} = k_h \frac{\partial T_h}{\partial r} \quad ; \quad r = R_2$$

$$T_v = T_h = T_2 \quad ; \quad r = R_2$$

$$-Q_v'' = k_v \frac{\partial T_v}{\partial r} = H_c\,(T_\infty - T_w) \quad ; \quad r = R_3$$

$$T_v = T_w \quad ; \quad r = R_3$$

1.4. RESOLUCIÓN DEL PROBLEMA

Integrando las ecuaciones, con las correspondientes condiciones de borde, se aproxima la temperatura del combustible por un polinomio de la forma $T_c = T_0 + b\zeta + c\zeta^2$, que permite tener en cuenta todas las condiciones de borde. De esta forma se llega a la ecuación correspondiente para la temperatura de pared T_w,.

$$T_w - T_\infty = \frac{< T > - T_\infty}{(1 + Bi(Co - Fo))} \qquad [1]$$

En donde

$$Co = \frac{R_3}{R_M}\frac{6\,R_M - S}{12\,R_M} + \frac{R_1^2}{R_M^2}\frac{6\,R_M + S}{12\,R_3} \qquad [2]$$

es un parámetro geométrico fijo y

$$Fo = \frac{R_1^2}{S\,R_3}\left(\frac{< k >_v}{4\ < k >_c} + \frac{< k >_v}{R_1}(1/h_h)\right) \qquad [3]$$

es función de las propiedades y depende suavemente de las temperaturas medias del combustible $<T>_c$ y de la vaina $<T>_v$ y h_h es la conductancia del huelgo.

R_M= Radio medio de la vaina

S= ancho de la vaina

Para resolver el problema es necesario dar las ecuaciones de clausura correspondientes. Para ello daremos las siguientes definiciones y correlaciones.

1.4.1. Número de Biot

El número de Biot, está definido como:

$$Bi = H_\infty\, S/\, k_v, \qquad [4]$$

donde,

H_∞= coeficiente de transferencia de calor del refrigerante.

k_v= conductividad de la vaina

1.4.2. Coeficiente de transferencia de calor H_∞

El coeficiente de transferencia de calor H_∞, es calculado con la correlación de Dittus-Boelter para convección forzada.

$$H_\infty = k_\infty/\, Dh\ (0.023\ Re^{0.8}\ Pr^{0.4}) \qquad [5]$$

donde,

Re= número de Reynolds= $Dh\ V\ \rho_\infty/\ \mu$

k_∞= conductividad del fluido

Dh= diámetro hidráulico= $4\ Afc/\ P$

Afc= área de flujo= $\pi\ R_{can}^2 - N\ \pi\ R_3^2$

P= perímetro mojado= $2\ \pi\ R_c + N\ 2\ \pi\ R_3$

V= velocidad del fluido= $w/Afc\ k_\infty$

w= caudal

ρ_∞= densidad del fluido

Pr= N^0 de Prandl= $C_\infty\ \mu/\ k_\infty$

C_∞= calor específico del fluido

La viscosidad μ, la densidad ρ_∞, la conductividad k_∞ y el calor específico C, se obtienen de tablas para las propiedades termodinámicas correspondientes.

1.4.3. Conductividad del combustible

La conductividad del combustible es computada con la correlación de Malang (1975):

$$k_c(t) = \frac{a}{T + b} = c\,T^3 \qquad [6]$$

En T se considera $<T>_c$

a= $3.825020299 * 10^{3}$ W m^{-1}

b= $1.294111111 * 10^{2}$ K

c= $6.080109533 * 10^{-11}$ W m^{-1} K^{-4}

Para $(\rho C)_c$, se usa la correlación de Hagrman, Reymann and Mason (3)

$$(\rho C)_c = \frac{M1\, e^{f/T}}{(T(e^{f/T} - 1))^2} + M2\, T + \frac{M3\, e^{-M4/T}}{T^2} \qquad [7]$$

Siendo:

M1= $8.55103322 * 10^{11}$ J Kg^{-1} K

M2= $2.434842 * 10^{2}$ J Kg^{-1} K^{-2}

M3= $1.660985 * 10^{16}$ J Kg^{-1} K^{-2}

M4= $1.897061 * 10^{4}$ K

ϕ= $5.352850 * 10^{2}$ K

1.4.4. Conductividad de la vaina

Para la conductividad de la vaina (Zircaloy-4), se usa la correlación dada por Hagrman en la referencia (2):

$$k_v = \sum_{i=0}^{a} a_i\, T_v^i \qquad [8]$$

en donde,

a_0= 7.51 W m^{-1} K^{-1}

a_1= $2.09 * 10^{-2}$ W m^{-1} K^{-2}

a_2= $-1.45 * 10^{-5}$ W m^{-1} K^{-3}

a_3= $7.67 * 10^{-9}$ W m^{-1} K^{-4}

1.4.5. Capacidad de calor volumétrica

La capacidad de calor volumétrica $(\rho C)_v$ del zircaloy-4, se computa como en (3):

$$(\rho C)_v = \sum_{i=0}^{4} b_i \phi^i \qquad [9]$$

con $$\phi_i = \frac{T - 300\ K}{200\ K} \qquad [10]$$

tomando como T, a $<T>_c$, en grados Kelvin y en donde

b_0= 1.820453 * 10^6 W s m^{-3} K^{-1}

b_1= 3.038627 * 10^5 W s m^{-3} K^{-1}

b_2= -1.063741 *10^5 W s m^{-3} K^{-1}

b_3= 2.810287 *10^4 W s m^{-3} K^{-1}

b_4= -2.723618 *10^3 W s m^{-a} K^{-1}

1.4.6. Conductancia del huelgo

Tomando como base el análisis de la referencia (5), se estima la conductancia del huelgo h_h. Se tiene en cuenta la contribución del gas y la debida a la radiación, es decir:

$h_h = h_g + h_{ra}$

1.4.6.1. Conductancia del gas

La conductancia del gas es

$h_g = k_g(T_M)/ t_e$

donde

$T_M = (T_1 + T_2)/ 2$

y

$k_g(T_M)$, es la conductividad térmica del gas dentro del huelgo (3)

$k_g(T_M) = A\ (T_M)^B$ [11]

A= 2.639 10^{-3} W m^{-1} K^{-1}

B= 0.7085

t_e es el ancho efectivo del huelgo y está definido según Siefken et al. (9) por:

$t_e = S + 3.2\ (b_c + b_v) + g_c + g_v$ [12]

$S = R_2 - R_1$

b= rugosidad de la superficie

g= distancia en la que se produce el salto de temperatura

La rugosidad de superficie se conoce por mediciones y tomamos en este caso, la misma que en la referencia (7), ya que el material utilizado es el mismo. Los valores de g se deben determinar con experimentos, pero se aceptan en este caso los valores que se usan en la referencia (6). En la referencia (7) se aproxima también con esos valores. De todos modos se calcula más adelante la incerteza asociada al cálculo de la conductancia del huelgo. Con estos supuestos se aproxima la suma de términos 3.2 (bc + bv) + gc + gv , por 0.0044 μm

1.4.6.2. Conductancia radiativa

Para evaluar h_r , se recurre a (6)

$$h_r = \sigma \frac{(T_1^2 + T_2^2)(T_1 + T_2)}{\frac{1}{\varepsilon_c} + \frac{R_1}{R_2}(1/\varepsilon_v - 1)} \qquad [13]$$

con $\sigma = 5.6697\ 10^{-8}$ W m^{-2} K^{-4}

$\varepsilon_c = c1 + c2\ T_1$, es la emisividad del UO_2

$\varepsilon_v = 0.9151$, es la emisividad del Zircaloy-2

c1= 0.77856

c2= $1.5263\ 10^{-5} K^{-1}$

1.4.6.3. Conductancia del huelgo para los elementos combustibles de la CNA I

R_1= 0.00531 mm radio del combustible

D= 0.00002514 mm ancho del huelgo a la temperatura inicial

$R_2 = R_1 + D$

S= 0.000311997 mm ancho de la vaina a la temperatura inicial

$R_3 = R_1 + D + S$ radio de todo el elemento combustible

b= 0.0000044 mm

Con estos valores resulta:

h_g= 8425.08 W/m^2/K

hr= 38.80 W/m^2/K

$h_h = h_g + h_r$= 8463.88 W/m^2/K

1.4.6.4. Modelo de incerteza para la conductancia del huelgo

La incerteza para los parámetros que afectan la conductancia son englobados dentro de una incerteza general. Suponiendo independencia entre la incerteza del ancho del huelgo y la de la conductividad del gas, definimos a la incerteza del huelgo como (7):

$$\Delta h_h = \sqrt{\Delta_1^2 + \Delta_2^2} \qquad [14]$$

Siendo

Δ_1= incerteza de la conductividad del gas del huelgo

Δ_2= incerteza en el ancho del huelgo

$\Delta_1 = \Delta k_h / t_e$

Para los elementos combustibles de la CNA-I

Δk_h= 0.0131 W/m/K de (7)

Suponemos que siendo los valores de k_h del mismo orden, podemos aproximadamente considerar del mismo orden a Δk_h.

Δ_1= 443.47 W/m^2/K

$\Delta_2 = h_h - k_h / t_e + \Delta t_e$

Como no se dispone de valores de Δt_e para la CNA-I, tomamos el de Steck (8), suponiendo que dado que t_e es del orden, Δt_e también lo podemos considerar del mismo orden. Más adelante quedará justificado este supuesto:

$\Delta t_e = \pm$ 20.98 μm ,

Δ_2= 3537.58 W/m^2/K

resulta

Δh_h= 3565.27 W/m^2/K

y $\Delta h_h / h_h$= 42.12 **%**

Es decir, que la conductancia calculada tiene una incerteza asociada del orden del 42%.

1.5. INTEGRACIÓN DE LAS ECUACIONES

El sistema de ecuaciones para determinar las expresiones para las distintas temperaturas de interés es:

$$T_1 = \left(1 + Bi \left(\frac{R_3}{R_M} + \frac{R_3}{R_1}\,\frac{k_v}{SG}\right)\right)(T_w - T_\infty) + T_\infty \qquad [15]$$

$R_m = (R_2 + R_3)/2$

$G = 1/h_h$

$$< T >_c = \left(1 + \frac{R_3}{R_M}\,\frac{G\,(R_M - S)}{12\,R_M\,Bi}\right)(T_w - T_\infty) + T_\infty \qquad [16]$$

$$T_2 = (1 + Bi \frac{R_3}{R_M}) (T_w - T_\infty) + T_\infty \quad [17]$$

$$< T >_c = (\frac{R_3}{R_1})^2 (< T > - T_\infty) - ((\frac{R_3}{R_1})^2 - 1) (T_w - T_\infty) + T_\infty \quad [18]$$

$$< T > = ((\frac{R_1}{R_3})^2 \frac{< Q''' >_c}{(\rho c)_c} + (\frac{1 - (\frac{R_1}{R_3})^2)}{(\rho c)_v < Q''' >_v}) \frac{S R_3 (\rho c)_c}{2 k_c Bi (1 + Bi (Co + F0)} + T_\infty \quad [19]$$

$$Tc = (1 + Bi (\frac{R_3}{R_M} + \frac{R_3}{R_1} \frac{k_c}{S} G + \frac{k_v}{2 k_c R_3 S} (1 - \xi)^2)) (T_w - T_\infty) + T_\infty \quad [20]$$

$\xi = r / R_1$

$$T_v = (1 + \frac{Bi R_3}{R_M} (1 - \eta)) (T_w - T_\infty) + T_\infty \quad [21]$$

$\eta = r - R_2 / R_3 - R_2$

Este sistema, junto con las correlaciones anteriores permite obtener en forma iterativa, con <T> supuesta y para T_∞ dada, todas las expresiones para las distintas temperaturas de interés:

1.6. TEMPERATURAS OBTENIDAS EN LOS PUNTOS DE INTERÉS PARA LOS LEMENTOS COMBUSTIBLES DE LA CNA I

Se calcularon las temperaturas en los puntos de interés antes mencionados (T_1, T_2, $<T>_c$, <T>, T_c, T_v) con los datos correspondientes a la central CNA I.

- **Valores utilizados**

Los valores adoptados para la CNA I, son:

– **Barras combustibles**

R_1= 0.00531 m

D= ancho del huelgo= 0.00002514 m

R_2= R_1 + D

S= 0.00031997 m

R_3= R_1+ D+ S

H= altura del manojo de barras calentado= 5.68 m

N= número de barras por canal= 37

– **Refrigerante**

valores de tabla para T= 536 K

ρ_∞= 773.8 Kg/m^3

μ_∞= 0.0001947 N s/m^3

k_∞= 0.61 W/m/ K

C_∞= 5000 W s/Kg/ K

w= 32.9 Kg/s

Con el fin de obtener la sensibilidad de los resultados a la incerteza de la conductancia del huelgo que, como se vio, depende casi exclusivamente de la incerteza en la determinación del ancho del mismo, se calcularon los valores de las temperaturas alcanzadas con los valores extremos de dicha conductancia, es decir con valores 42.12% más alto y más bajo de la misma.

En la **Tabla 1**, se muestran los valores obtenidos para las temperaturas en varios puntos de interés, las conductividades obtenidas para el combustible y vaina, el coeficiente de transferencia de calor, comparados con los obtenidos usando el máximo y mínimo valor de la conductancia del huelgo. Están explicitadas la conductancia del huelgo, y las que se obtienen de aplicar el 42.12 % de incerteza.

Tabla 1

	1	Unidades	2 1+42.12 %	Δ% |1/2|	3 1-42.12%	Δ% |1/3|
h_h	8463.88	$W/m^2/K$	12029.10	42.12	4898.62	42.12
T_{maxv} ($r=R_2$)	565.84	K	565.84	0.0	565.84	0.0
T_{maxc} ($r= 0$)	1238.82	K	1192.65	3.87	1350.87	9.04
Hc	50401.40	$W/m^2/K$	50401.40	0.0	50401.40	0.0
k_v	15.988	W/m/K	15.988	0.0	15.988	0.0
k_c	3.596	W/m/K	3.716	3.33	3.340	7.78
T_w ($r=R_3$)	550.64	K	550.64	0.0	550.64	0.0
T_c ($r=R_1$)	658.69	K	631.17	4.35	726.26	10.26
T_{c1} ($r/R_1=0.866$)	803.72	K	771.54	4.17	882.42	9.79
T_{c2} ($r/R_1=0.5$)	1093.78	K	1052.28	3.94	1194.72	9.23
$<T>_c$	949.76	K	912.92	4.03	1039.58	0.11
T_{minv} ($r= R_3$)	550.64	K	550.64	0.0	550.64	0.0
T_{v1} ($r=R_m$)	558.24	K	558.24	0.0	558.24	0.0
$<T>_v$	557.80	K	557.80	0.0	557.80	0.0
$<T>$	870.05	K	870.05	3.73	981.72	8.77
h_g	8425.08	$W/m^2/K$				
h_r	38.80	$W/m^2/K$				
t_e	0.02954	mm				
Δh_h	3565.27	$W/m^2/K$				
Δh_r	443.47	$W/m^2/K$				
Δh_g	3537.58	$W/m^2/K$				
$\Delta h_h/ h_h$	42.12	%				

Como puede observarse, ningún valor difiere en más que un 10%. Es decir que si bien la incerteza en la conductancia del huelgo debida a la incerteza con que se conoce el ancho del mismo, es del orden del 40%, los resultados obtenidos en los casos extremos no difieren en más que un 10%. Esto justificaría el empleo de las aproximaciones usadas en la estimación de t y de su incerteza y en Δk_h.

En las **Figuras 2** y **3**, se ilustran dichos resultados.

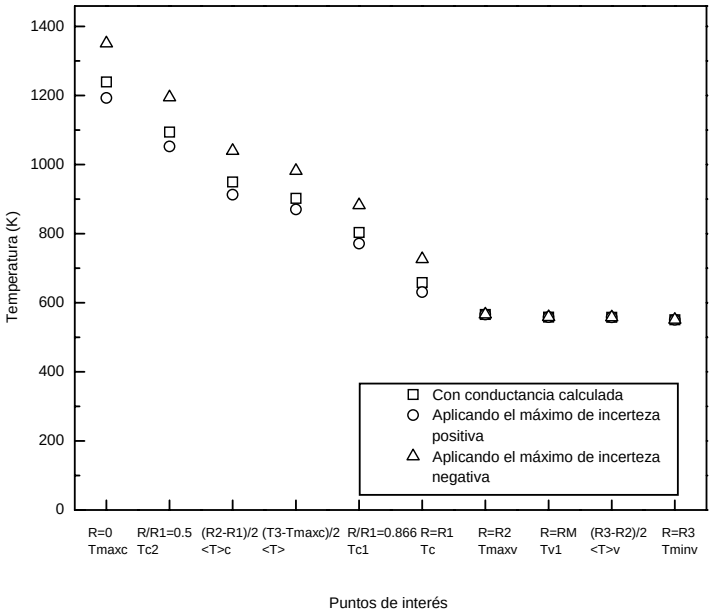


Figura 2: Temperaturas calculadas en los puntos de interés mencionados

En la **Figura 2**, puede observarse que no hay influencia de la incerteza en la conductancia del huelgo en las temperaturas calculadas en la vaina. En las temperaturas calculadas en el combustible, la mayor diferencia se encuentra en R_1, o sea en el punto lindante con el huelgo y es menor a medida que nos alejamos de ese punto hacia el centro del combustible.

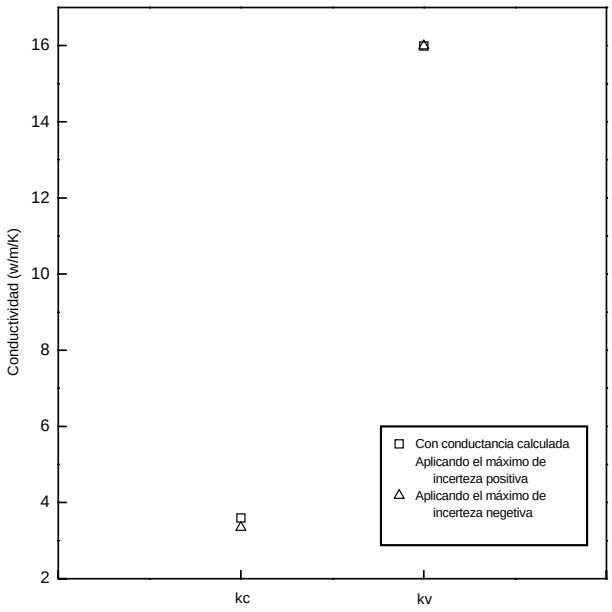


Figura 3: Conductividad del combustible y de la vaina

En la **Figura 3** se observa que del mismo modo que para las temperaturas, la incerteza en la conductancia del huelgo, no influye en la conductividad calculada de la vaina.

1.7. VERIFICACIÓN DEL MODELO

Se compararon los valores de temperaturas obtenidas con este modelo, con los de otro programa implementado, TPIN (5), que usa las ecuaciones desarrolladas por Lamarsh (4). Este programa a su vez ha sido verificado aplicándolo a un PWR típico que es un ejemplo extraído del capítulo 8 de la misma referencia. Las propiedades termodinámicas y de transporte que se calculan para ser introducidas al programa están referidas al código TRAC-PF1(6). El programa TPIN, no incluye correlaciones para las conductividades, sino que éstas son introducidas como datos.

En la siguiente tabla se muestran los valores obtenidos con TPIN y su comparación con los obtenidos con el modelo descripto.

Tabla 2

	1 **TPIN**	**2** **MODELO**	**UNIDADES**	**Δ%** **|1/2|**
T_{maxv}	599.39	565.97	**K**	5.84
T_{maxc}	1170.82	1238.82	**K**	5.82
Hc	55050.71	50401.44	**$W/m^2/K$**	9.22
k_v	15.99	15.99	**W/m/K**	0.00
k_c	3.60	3.60	**W/m/K**	0.00

Se hace notar que los modelos son diferentes. En TPIN se resuelve la ecuación de calor de Fourier en forma continua, mientras que el modelo aquí implementado se trata de una modelización a parámetros concentrados. A pesar de lo dicho, los resultados que se obtienen para las temperaturas máximas de vaina y combustible en la CNA I y para el coeficiente de transferencia de calor a iguales conductividades, no tienen grandes diferencias. La mayor, se encuentra en la estimación del coeficiente de transferencia de calor Hc y es del 9.22 %. Las temperaturas difieren en el 5.8%.

2. MODELO TRANSIENTE

Se desarrolló otro modelo en donde se considera la transferencia de calor desde las barras combustibles al refrigerante y al moderador en forma transiente. La temperatura inicial del refrigerante y del moderador son consideradas conocidas. No se tiene en cuenta el huelgo entre el combustible y la vaina. Este también es un modelo a parámetros concentrados.

2.1. ESQUEMA REPRESENTATIVO

En la siguiente figura se representa esquemáticamente el elemento combustible rodeado por el refrigerante y a su vez por el moderador.

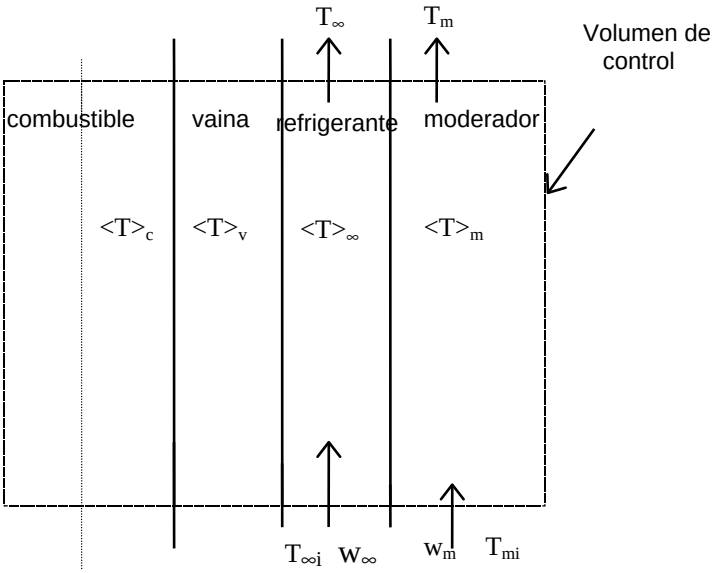


Figura 4: Esquema representativo de un elemento combustible rodeado por el refrigerante y pérdida de calor al sistema moderador.

2.2. ECUACIONES DE GOBIERNO

- **Para el combustible**

$$\frac{\partial < T >_c}{\partial t} = \alpha (< T >_v - < T >_c) + \frac{Q'''}{(\rho C)_c} \qquad [22]$$

$$\text{con } \alpha = \frac{2\, k_c\, (RR2 - RR1)}{R_1\, (\rho c)_c} \qquad [23]$$

$$Q''' = \frac{Q'}{\pi\, R_1^2} \qquad [24]$$

siendo

RR1= radio correspondiente a $<T>_c$ y

RR2= radio correspondiente a $<T>_v$ cuyo cálculo se describe a continuación:

La temperatura del combustible la aproximamos por el siguiente polinomio:

$$T = T_{maxc} + c\, \zeta^2 \qquad [25]$$

T_{maxc} (R=0), es la temperatura máxima del combustible y de [25]

$$\zeta = \sqrt{(T - T_{maxc}) / c} \qquad [26]$$

como $\zeta = r / R_1$

$r = \zeta R_1$,

Es decir que si tomamos r=RR1 y T = $<T>_c$

Resulta

$$RR1 = \zeta R_1$$

y $$\zeta = \sqrt{< T >_c - T_{maxc/c}}$$ [27]

En la vaina la aproximación de la temperatura es lineal lo que permite identificar a RR2, con R_M

$$RR2 = (R_2 + R_3)/ 2 \quad [28]$$

de ambas aproximaciones sale el perfil de temperatura de todo el elemento combustible: cuadrático para el combustible y lineal para la vaina. La constante c (2), es función de las conductividades del combustible y la vaina y de la diferencia de temperatura entre la del borde exterior de la vaina y la del refrigerante (T_w- T∞)

$$c = \frac{-B_i\, k_v\, R_3}{2\, k_c\, S} (T_w - T_\infty) \quad [29]$$

- **Para la vaina**

$$\frac{\partial < T >_v}{\partial t} = \beta\ (< T >_{\infty i} - < T >_v) - \beta 1\ (< T >_v - < T >_\infty) \quad [30]$$

con $$\beta = \frac{2\, R_3\, Hv}{(\rho C)_v\ (R_3^2 - R_2^2)} \quad [31]$$

y $$\beta_1 = \frac{2\ k_v\, R_2}{(\rho C)_v\ (RR2 - RR1)\ (R_3{}^2 - R_2{}^2)} \quad [32]$$

- **Para el refrigerante**

$$\frac{\partial < T >_\infty}{\partial t} = \gamma\ (< T >_{\infty i} - (2\ < T >_\infty - < T >_{\infty i})) + \gamma_1\ (< T >_v - < T >_\infty) - \gamma_2\ (< T >_\infty - < T >_m) \quad [33]$$

con $$\gamma = \frac{w}{Afc_\infty\ \rho_\infty\ H} \quad [34]$$

siendo H= altura de la parte calentada del manojo de barras combustibles,

$$\gamma_1 = \frac{ph_{can}\, Hc}{(\rho C)_\infty\ Afc_\infty} \quad [35]$$

$$\gamma_2 = \frac{ph_\infty\, Hc_m}{(\rho C)_\infty Afc_\infty} \quad [36]$$

con Afc_∞ = área de flujo del refrigerante = Nc Afc_{can}

Nc= número de canales

y $Afc_{can} = \pi R_{can}^2 - N \pi R^2_3$

R_{can}= radio del canal

N= número de elementos combustibles

ph_∞= perímetro calentado del refrigerante= Nc ph_{can}

ph_{can}= perímetro calentado del canal= N $2 \pi R_3$

Hc_m= coeficiente de transferencia de calor del modera

- **Para el moderador**

$$\frac{\partial < T >_m}{\partial t} = \delta (< T >_{m_i} - (2 < T >_m - < T >_{m_i}) + \delta_1 (< T >_\infty - < T >_m) \qquad [37]$$

con $$\delta = \frac{w_m}{Afc_m \rho_m h} \qquad [38]$$

siendo

w_m= caudal del moderador

Afc_m= área de flujo del moderador= π x R_m^2- Nc π R_{can}^2

R_m= radio del tanque del moderador

y $$\delta_1 = \frac{ph_m Hc_m}{\rho c_m Afc_m}$$

Se resolvió el sistema de ecuaciones en forma numérica por el método de Runge- Kutta de paso fijo.

2.3. APLICACIÓN DEL MODELO A LA CNA I

Se aplicó el modelo a las condiciones de la CNA I y se compararon los resultados (al tiempo en que se alcanza el estacionario) con los obtenidos aplicando el modelo estacionario. De éste se tomó el caso correspondiente a máxima conductancia en el huelgo por ser la condición más aproximada al caso en que no se considera huelgo entre el combustible y vaina, como es el caso del modelo transiente desarrollado.

- **Valores Utilizados**

Los valores adoptados para la CNA I, correspondientes a la geometría y a las propiedades del refrigerante, son los mismos que en el modelo estacionario. Los correspondientes al tanque del moderador son:

ρ_m= 800.0 kg/m^3

μ_m= 0.00015 N s/m^3

k_m= 0.69 W/m K
c_m= 4850 ws/kg K
R_m= radio del moderador= 1.8935 m
Dcan= diámetro del canal= 0.1082 m
Nc= número de canales= 253
wm= 444 kg/s

Los valores de inicialización de las temperaturas son:

$T_{\infty i}$= 525 K
T_∞= 525 K
$\langle T \rangle_v$= 1000 K
$\langle T \rangle_c$= 565 K
T_{mi}= 519 K
T_m= 520 k

El cálculo de RR1 y RR2 da:

RR1= 0.003754 m
RR2= 0.005483 m

En la siguiente tabla se comparan algunos valores obtenidos con los dos modelos.

Tabla 3

	1 MODELO ESTACIONARIO	**2 MODELO TRANSIENTE**	**UNIDADES**	**Δ% |1/2|**
$\langle T \rangle_C$	949.76	898.06	**K**	5.76
$\langle T \rangle_V$	557.80	591.01	**K**	5.95
$\langle T \rangle_\infty$	536.00	536.86	**K**	0.16
$\langle T \rangle_M$		520.00	**K**	
k_C	3.59	3.77	**W/m/K**	5.01
k_V	15.99	16.38	**W/m/K**	2.44

De la comparación de ambos modelos, surge que el valor que más difiere es el de la temperatura media de la vaina. Esto es lógico ya que es la que soporta más influencia de la transferencia de calor del agua del moderador. De todos modos esta diferencia no llega a superar el 6%.

En las **Figuras 5** y **6**, se ilustran estos resultados.

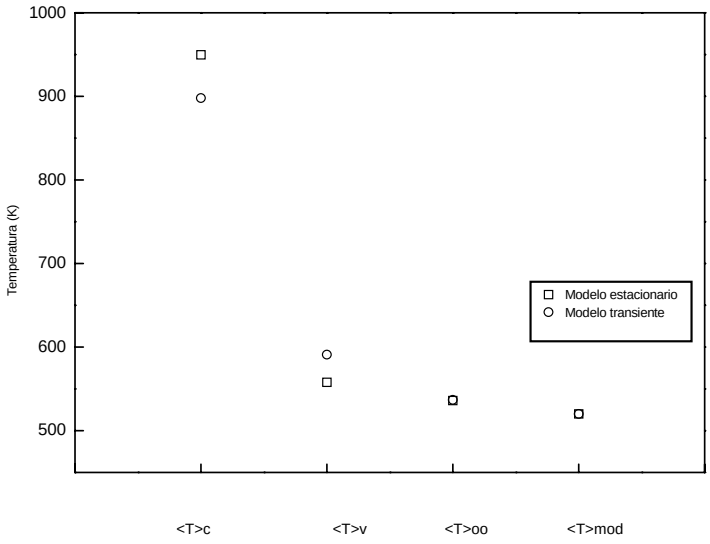


Figura 5: Comparación entre el modelo estacionario y el transiente Temperaturas

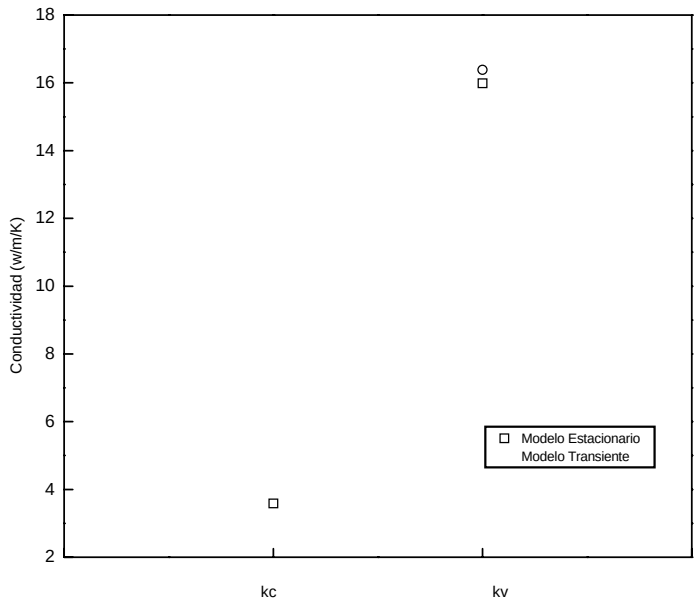


Figura 6: Comparación entre el modelo estacionario y el transiente Conductividades del combustible y de la vaina

3. CONCLUSIONES

Se han desarrollado dos modelos para la simulación de la conducción radial de calor en los elementos combustibles de un reactor de potencia, adoptando la hipótesis de representación de parámetros concentrados. Para el caso estacionario, se ha implementado el modelo de la

referencia (1). Para el transiente, se ha desarrollado un modelo en que se ha considerado la extensión de las ecuaciones para la conducción en el elemento combustible, refrigerante y moderador, teniendo en cuenta el calor generado y removido entre los mismos. Al modelo estacionario se lo ha verificado con el programa TPIN, y los resultados han sido consecuentes. La mayor diferencia se ha encontrado en los valores obtenidos para el coeficiente de transferencia de calor Hc, que resultó del 9.22%. Para las temperaturas la diferencia no llega al 6% (Tabla 2). Se introdujo un modelo para calcular la conductancia del huelgo y su incerteza y se analizaron las variaciones en los valores obtenidos para las temperaturas, conductividades y coeficiente de transferencia de calor, al aplicar los valores extremos de dicha incerteza. Si bien la incerteza de la conductancia del huelgo debida fundamentalmente a la de su ancho, es del orden del 42%, la influencia de la misma en los valores calculados no supera al 10% en ninguno de los casos (Tabla 1, Figuras 2 y 3). Este es un resultado importante, ya que siempre es difícil medir el ancho del huelgo.

La comparación entre el modelo transiente y el estacionario también es satisfactoria. Por las condiciones impuestas al transiente, muestra diferencias para los valores en la vaina y no en el combustible. La mayor diferencia entre ambos modelos se manifiesta en las temperatura en el borde externo de la vaina, no superando el 6% (Tabla 3, Figuras 5 y 6).

AGRADECIMIENTOS

Se agradece al Ingeniero Juan Carlos Ferreri por las sugerencias aportadas, por la predisposición para discutir los temas aquí tratados y por la corrección del texto.

REFERENCIAS

1. W. Wulff, “Lumped-Parameter Models for Transient Conduction In Nuclear Reactor Components”, Department of Nuclear Energy, Brookhaven National Laboratorry, Upton, New York 11973, NUREG/CR-1540, Jun 1980.

2. W. Wulff et al. “The BWR Plant Analyzer-Final Report”, Departament of Nuclear Energy Brookhaven National Laboratory- Upton, New York 11973, NUREG/CR 3943, August 1984.

3. D.L. Hagrman et al., “MATPRO- Versión II (Revisión 1), A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of LWR Fuel Rod Behavior”, NUREG/CR-0497, TREE-1280, Rev.1, EG&G Idaho, Inc., Idaho Falls, ID, February 1980.

4. J.R. Lamarsh, “Introduction to Nuclear Enginiering”, Reading, Addison Wesley, 1975, pp 321-355.

5. M.A. Ventura, “PERSA: Programa de Evaluaciones para Situaciones Anormales”, presentado en el Primer Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear, ARCAL-CNEA-ARG, 1991.

6. Safety Code Development Group, “TRAC-PF1/MOD1: An Advanced Best Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Thermal-Hydraulics Analysis”, NUREG/CR-3858, LA-110157-MS, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM 87545, 1986.

7. W. Wulff, “Uncertainties in Modeling and Scaling in the Prediction of Fuel Stored Energy and Thermal Response”, National Laboratory Upton, New York USA 11973. NUREG/CR-5232, BNL-NUREG-52164, September 1988.

8. G. Steck et al., “Uncertainty Analysis for a PWR Loss-of-Coolant Accident: 1. Blowdown Phase Employing the RELAP4/ MOD6 Computer Code”, NUREG/CR-0940, SAND79-1206, Sandia Laboratories, Albuquerque, NM 87185, 1980.

9. L. Siefken et al., “FRAPP-T6: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods”, NUREG/CR-2148, EGG-2104, EG&G Idaho, Inc., Idaho Fall, ID 83415, 1981.

Enfoque regulatorio de los aspectos relevantes del transporte de materiales radiactivos en Argentina

López Vietri, J.R.; Novo, R.G. y Bianchi, A.J.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

ENFOQUE REGULATORIO DE LOS ASPECTOS RELEVANTES DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS EN ARGENTINA

López Vietri, J.R.; Novo R.G. y Bianchi, A.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS EN ARGENTINA

Como en toda sociedad moderna en Argentina es ingente el uso de materiales radiactivos en la medicina, la agricultura, la industria y la investigación, así como en la producción de energía eléctrica. Esto ocasiona el transporte de dichos materiales por la vía pública cuya magnitud es de aproximadamente 10 000 expediciones anuales en promedio, de las cuales alrededor de 500, es decir el 5%, están relacionadas con el ciclo de combustible nuclear.

Dado que el ciclo de combustible está basado en uranio natural y no se dispone aún de plantas de reprocesamiento, el transporte prácticamente se limita a minerales y concentrados de uranio, elementos combustibles frescos y residuos consolidados de baja actividad. Estos materiales, de baja actividad específica, se transportan por carretera en embalajes que cumplen los requisitos reglamentarios aplicables a los bultos Industriales. Ocasionalmente se transportan elementos combustibles frescos de uranio enriquecido para reactores de investigación en bultos del Tipo AF o Tipo BF según corresponda.

Entre las expediciones de materiales radiactivos utilizados en industria, medicina e investigación, una gran parte está constituida por cápsulas selladas, conteniendo iridio 192, cesio 137 o cobalto 60, que se transportan en bultos del Tipo B por vía terrestre o en buques. Continuamente se transporta una gran variedad de productos radiofarmacéuticos en bultos del Tipo A, por vía aérea o terrestre, desde los centros de producción o almacenamiento hasta donde son utilizados. Entre los más utilizados se pueden mencionar los generadores de molibdeno-tecnecio y los compuestos de yodo 131.

Los residuos radiactivos de baja actividad, constituidos en general por desechos provenientes de laboratorios y centros médicos, tienen un nivel tan bajo de radiactividad que no requieren requisitos severos para el diseño de su embalaje. Por ello, habitualmente se embalan en tambores metálicos estándar que cumplen los requisitos para bultos Industriales y se transportan por vía terrestre **[1]**. La categoría de los bultos Exceptuados provee la manera económica y segura de transportar pequeñas cantidades de materiales radiactivos, tales como equipos para radioinmunoensayo o muestras de radioisótopos.

MARCO LEGISLATIVO Y REGULATORIO

Desde el año 1950 hasta 1994 la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) fue el órgano regulador en materia de seguridad radiológica y nuclear. En respuesta al desarrollo creciente de la actividad nuclear se hizo necesario el fortalecimiento del órgano regulador y su independencia funcional de las demás actividades de la CNEA. Así en 1994 el gobierno nacional mediante el Decreto N° 1.540/94 inicia la transferencia de la generación nucleoeléctrica al sector privado y crea el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN). En abril de 1997 se promulga la Ley N° 24.804 (Ley Nacional de la Actividad Nuclear) y en virtud de su Artículo 7^{o} se crea la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) **[2]**. La ARN tiene a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física debiendo, además, asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en las materias de su competencia. Asimismo, la Ley N° 24.804 otorga a la ARN la facultad de dictar las normas de aplicación obligatoria en todo el territorio nacional.

La primera norma regulatoria relacionada con el transporte de materiales radiactivos, generada en el ámbito de la CNEA hace aproximadamente 20 años, ponía en vigencia el “Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos” del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Con el transcurso del tiempo los organismos regulatorios que sucedieron mantuvieron ese documento como norma para regular dicha actividad.

El actual sistema normativo de la ARN consta de 51 normas una de las cuales, la AR 10.16.1. titulada “Transporte de materiales radiactivos” **[3]**, establece que dicha práctica debe ajustarse a las condiciones establecidas por la Edición 1985 (enmendada en 1990) del Reglamento del OIEA **[4]** y transcribe textualmente a dicho documento.

La Norma AR 10.16.1 establece un alto nivel de seguridad. Para ello fundamenta la seguridad en la limitación del contenido radiactivo en función de la resistencia de los embalajes frente a diferentes situaciones de transporte. De esta manera el nivel de seguridad recae fundamentalmente en la performance del embalaje, es decir, los requisitos apuntan a la seguridad por diseño denominada seguridad intrínseca. Los bultos cuyo contenido radiactivo es limitado soportan el maltrato habitual durante el transporte y las consecuencias radiológicas que podrían ocasionar en casos de accidente son insignificantes. Por otra parte, los bultos que transportan cantidades mayores de material radiactivo deben soportar satisfactoriamente, ensayos de impacto, incendio e inmersión en agua, que simulan severos accidentes. Por su muy bajo riesgo radiológico ciertos materiales radiactivos se embalan en simples embalajes que cumplen los requisitos para bultos industriales.

Ciertos materiales radiactivos presentan otras características peligrosas como corrosividad o toxicidad, denominados riesgos subsidiarios. Asimismo, existen ciertos aspectos generales de seguridad comunes a todo transporte de materiales peligrosos que deben ser tenidos en cuenta. Los requerimientos que controlan los riesgos subsidiarios y los aspectos generales de seguridad durante el transporte por carretera, son establecidos por la Ley Nacional de Tránsito y Seguridad Vial N° 24.449 y su Decreto Reglamentario N° 779/95 **[5]**, así como por la Resolución N°195/97 de la Secretaría de Obras Públicas y Transporte **[6]**. Esta reglamentación es la misma que hoy regula el transporte de mercancías peligrosas por carretera en el ámbito del Mercado Común del Sur (MERCOSUR) y en Argentina el organismo que fiscaliza el cumplimiento es la Comisión Nacional de Regulación de Transporte.

El “Código marítimo internacional de mercancías peligrosas” de la Organización Marítima Internacional (OMI) **[7]** es la norma para el transporte fluvial o marítimo de mercancías peligrosas y la Prefectura Naval y la Armada Nacional son las autoridades que fiscalizan su cumplimiento. La Fuerza Aérea por su parte, es la autoridad de aplicación de las “Instrucciones técnicas para el transporte sin riesgos de mercancías peligrosas por vía aérea” de la Organización de Aviación Civil Internacional (OACI) **[8]**. Los requisitos de estos instrumentos normativos para el transporte modal son prácticamente coincidentes con los del Reglamento del OIEA cuando a controlar específicamente los riesgos que presentan los materiales radiactivos se refieren.

VERIFICACIÓN DEL CUMPLIMIENTO

La Autoridad Regulatoria Nuclear posee los recursos humanos y financieros necesarios para verificar que el transporte de materiales radiactivos en el ámbito de la República Argentina cumple con la normativa de la cual dicho organismo es la autoridad de aplicación. Además de contar con un grupo especialmente dedicado a la revisión permanente y a la aplicación de dicha normativa, dispone de inspectores y de especialistas en diversas áreas temáticas, como por ejemplo seguridad radiológica, blindajes, prevención de accidentes de criticidad y transmisión de calor, que en la mayoría de los casos le permite tomar decisiones regulatorias independientes.

Con el único objeto de presentar ordenadamente las actividades regulatorias vinculadas al transporte de materiales radiactivos, se las puede dividir en aquellas que tienen por objetivo:

- verificar que las expediciones se efectúen de acuerdo a la reglamentación,

- evaluar los diseños de bultos que no requieren la aprobación explícita de la ARN,

- evaluar los diseños de materiales, bultos y las expediciones que requieren la aprobación de la ARN a través de la emisión de un certificado.

Parece interesante mencionar a continuación una serie de herramientas y documentos regulatorios utilizados en el desarrollo de tales actividades.

La ARN cuenta con una base de datos que permite rápidamente obtener la información esencial de los bultos que requieren aprobación de la Autoridad Competente. Entre ella cabe mencionar la marca de identificación, las fechas de emisión y expiración del certificado, el contenido autorizado, el poseedor de la licencia y el usuario.

A través de un formulario denominado *Aviso de Transporte*, la ARN se informa de los datos fundamentales asociados a las expediciones de materiales radiactivos como por ejemplo: el remitente, el destinatario, los tipos de bulto y sus índices de transporte, el material transportado, la ruta a seguir y los horarios estimados de partida y arribo. La información obtenida se vuelca en una base de datos que es potencialmente útil para fines estadísticos y para evaluar el impacto radiológico. La obligación del remitente de enviar el *Aviso de Transporte* no ha sido aún incluida como requerimiento regulatorio porque está evaluando su alcance y la experiencia lograda hasta el momento no aportó una conclusión definitiva al respecto. No obstante fue fácil inferir que facilita enormemente la toma de decisiones regulatorias en transportes donde cualquier incumplimiento con la normativa puede degradar significativamente la seguridad. No obstante la ausencia de una norma legal que obligue a su envío, la ARN impulsa con énfasis el uso del *Aviso de Transporte* y hasta el momento está logrando excelentes resultados.

El documento regulatorio fundamental es el *Certificado de Aprobación*. Sobre la base de las evaluaciones de seguridad que hubiera efectuado, a través de la emisión de dicho documento la ARN certifica que los Materiales Radiactivos en forma especial, los bultos Tipo B(U) y B(M), los transportes por Arreglo Especial, ciertas expediciones y demás casos indicados por la Norma AR 10.16.1, cumplen con los requisitos dicha norma.

Finalmente, cabría mencionar los *Permisos de Importación* mediante los cuales la ARN se asegura, entre otros items, que los bultos de materiales radiactivos que ingresan al país se ajustan a la norma AR 10.16.1.

Verificación del cumplimiento en el caso de las expediciones

El objetivo y tarea central es verificar que, de acuerdo a su naturaleza y cantidad, los materiales se transporten en el tipo de bulto que reglamentariamente les corresponde. Si bien cualquier incumplimiento con la normativa debe ser evitado, un error u omisión en la elección del embalaje adecuado puede degradar significativamente la seguridad radiológica o nuclear de la expedición.

Las restantes actividades regulatorias al respecto apuntan a verificar que el remitente ha cumplido con sus responsabilidades en lo que hace a la preparación, despacho y acarreo de la remesa. Entre otras cabe mencionar la correcta operación, inspección y mantenimiento de los bultos, el etiquetado de los mismos de acuerdo a su categoría y la consignación de la información apropiada en las etiquetas, el cumplimiento de los valores permitidos de contaminación externa, la precaución de no acumular bultos indebidamente en los vehículos y segregarlos correctamente de las personas y otras mercancías, rotular los vehículos con los símbolos reglamentarios, poseer los documentos apropiados de transporte, tanto los que acompañan la remesa como los restantes, y suministrar la información que corresponda al transportista, en particular las instrucciones para actuar en caso de emergencias.

Evaluación de diseños de bultos que no requieren aprobación de la Autoridad Competente

Básicamente la ARN se ocupa de verificar que los bultos Tipo A e Industriales se diseñan de acuerdo a la Norma AR 10.16.1. En tal sentido ha identificado los principales usuarios de dicho tipo de bultos y en algunos casos, así como en otros en curso, ha requerido la demostración del cumplimiento con los requisitos reglamentarios según corresponda. Para ello se llevaron a cabo los ensayos pertinentes a los que concurrieron especialistas de la ARN, se verificó la satisfacción con los criterios de aceptación y se evaluó la documentación recibida en la que se registraron todas las evaluaciones de seguridad **[9]**.

Evaluación de diseños de Materiales Radiactivos en Forma Especial, de Bultos Tipo B(U) y de bultos para sustancias fisionables

En todos los casos la ARN ha adquirido una experiencia significativa. Tal es así que hasta el momento ya ha aprobado el diseño de siete modelos de Material Radiactivo en Forma Especial, dos modelos de bultos Tipo B(U), un modelo de bulto Tipo B(U)F y dos modelos de bulto Tipo AF.

En cuanto a los materiales radiactivos en forma especial los expertos de la ARN, sin perder su objetividad e independencia, discutieron, presenciaron y evaluaron los resultados de los ensayos mecánicos, térmicos y de lixiviación reglamentarios **[9]**. Asimismo evaluaron las medidas de garantía de calidad en todas las etapas y verificaron que los especímenes fueran fabricados de acuerdo al modelo aprobado.

En el proceso de licenciamiento de los bultos Tipo B(U) son de destacar las actividades de la ARN vinculadas a los ensayos de los bultos **[9]**. En relación con los ensayos mecánicos los especialistas de la ARN discutieron con el diseñador las características del blanco, la correcta utilización de los modelos a escala, la orientación y secuencia de las caídas y la verificación de los criterios de aceptación; asimismo asistieron a las pruebas. En todos los casos las evaluaciones del comportamiento térmico de los bultos, tanto en condiciones normales como frente al ensayo de incendio, se efectuaron de teóricamente a través de modelos físico–matemáticos y códigos de computación. La ARN discutió la validez de los modelos, el conservativismo de las hipótesis, la aplicabilidad de los códigos y la representatividad de los resultados. Finalmente estas evaluaciones y otra información, entre la que cabe mencionar los cálculos de blindaje, cálculos de arriostramiento, cálculo de presiones y solicitaciones térmicas, manuales de operación, inspección y mantenimiento, sistema de garantía de calidad y procedimientos en caso de emergencia se vuelcan en un informe de seguridad. La ARN evalúa dicho informe, en algunos casos recurriendo a la revisión y/o recálculo de especialistas independientes a ella y al diseñador, para decidir la aprobación del modelo. En un escenario similar se lleva a cabo la aprobación de bultos que transportan sustancias fisionables.

Cuando por algún motivo justificado un remitente no puede cumplir con todos los requerimientos reglamentarios le corresponde solicitar la aprobación de un transporte por arreglo especial. En estos casos la ARN evalúa las medidas alternativas propuestas por el solicitante para que el nivel de seguridad global sea equivalente al que establece el cumplimiento con todos los requisitos reglamentarios aplicables.

RELACIONES CON OTROS ORGANISMOS

La ARN mantiene una actividad intensa en el área de relaciones institucionales. La descripción detallada de las características particulares de la interacción con cada uno de los organismos nacionales e internacionales excede el alcance del presente trabajo pero se describirán muy someramente las relacionadas con el transporte de materiales radiactivos.

Desde hace aproximadamente veinte años especialistas de la ARN participan del programa del OIEA para la revisión y actualización permanente del Reglamento para el transporte Seguro de Materiales Radiactivos y sus documentos de apoyo. En tal sentido, dichos especialistas fueron, y continúan siendo, miembros de los sucesivos comités asesores del Director General del OIEA en el tema.

Después de intensas discusiones entre el OIEA, la Organización Marítima Internacional (OMI) y los Estados miembros de ambas instituciones, la OMI impulsó un código para el transporte por mar de ciertos materiales radiactivos. La ARN, a través de sus especialistas, participó de las actividades relacionadas con ese documento, particularmente en el ámbito del grupo conjunto OIEA/OMI creado a tal efecto.

En su momento, especialistas de la ARN colaboraron con sus colegas de la Secretaría de Obras Públicas y Transporte en la elaboración del Reglamento para el Transporte de materiales peligrosos por carretera y participó en las reuniones en los grupos de trabajo que desarrollaron la normativa que hoy regula el transporte de mercancías por carretera en el ámbito del MERCOSUR.

Especialistas de la ARN participan en las comisiones del Instituto Argentino de Racionalización de Materiales (IRAM) que se ocupan de la elaboración de normas en distintas áreas temáticas. Con relación al transporte se participó de la elaboración de una norma vinculada al transporte de cisternas para gases a presión y criogénicas y otra para elementos de sujeción de la carga a los vehículos. En el ámbito de la Organización Internacional de Estandarización (ISO) la ARN participó de la elaboración de una norma sobre evaluación de pérdidas en bultos que transportan material radiactivo y actualmente colabora en la actualización de una norma sobre el transporte de hexafluoruro de uranio.

Es de destacar el tema de trabajo desarrollado por el Instituto de Desarrollo Tecnológico para la Industria Química (INTEC) en el ámbito del Convenio con el Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas, relacionado con la revisión de la evaluación de seguridad de un bulto Tipo B(U), particularmente los aspectos térmicos y estructural.

REFERENCIAS

1. LOPEZ VIETRI, J. y BIANCHI, A. "*Radioactive waste packaging and transport in Argentina*". *International Journal of Radioactive Materials Transport. Vol.7, Nos. 2/3.* 1996.
2. Ley Nacional de la Actividad Nuclear, Ley N^{o} 24.804/97. 1997.
3. AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Normas Regulatorias, 1997.
4. ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Reglamento para el Transporte Seguro de materiales radiactivos, Edición de 1985, (enmendada en 1990), Viena, 1991.
5. CONSEJO FEDERAL DE SEGURIDAD VIAL, Transito y Seguridad Vial – Ley N^{o} 24.449 y Decreto Reglamentario N^{o} 779/95.
6. Reglamento General para el transporte de mercancías peligrosas, normas funcionales, normas técnicas – Transporte terrestre de mercancías peligrosas – Acuerdo MERCOSUR. 1997.
7. ORGANIZACIÓN MARÍTIMA INTERNACIONAL, Código marítimo internacional de mercancías peligrosas.
8. ORGANIZACIÓN DE AVIACIÓN CIVIL INTERNACIONAL, Instrucciones técnicas para el transporte sin riesgos de mercancías peligrosas por vía aérea.
9. BENITO, G., LOPEZ VIETRI, J. Y NOVO, R. *"Test facilities for radioactive material transport packages (Argentina)". International Journal of Radioactive Materials Transport. Vol.2, Nos. 4/5.* 1991.

Neutronic Calculations for the Reactor Pressure Vessel of Atucha 1 Nuclear Power Plant

Lerner, A.M. y Madariaga, M.R.

Presentado en: Workshop on Processing of Nuclear Data for Use in Power Reactor Pressure Vessel Lifetime Assessment.
Viena, Austria, 19-23 octubre 1998

NEUTRONIC CALCULATIONS FOR THE REACTOR PRESSURE VESSEL OF ATUCHA 1 NUCLEAR POWER PLANT

Lerner, A.M. y Madariaga, M.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCTION

The Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) has recently carried out an assessment of the reactor pressure vessel (RPV) state of Atucha 1 Nuclear Power Plant (CNA 1). As a consequence of such assessment it was considered adequate to perform an independent calculation of the neutronic dose on the RPV wall, as well as a follow up of the surveillance program.

CNA 1 is located at some 100 km from Buenos Aires City, in the Argentine Republic. Its reactor is of the RPV type, fuelled with natural uranium and moderated and cooled with heavy water (PHWR). Recently, a program of optimisation of its use has been initiated, as a part of which the original fuel is being replaced by slightly enriched uranium fuel (0.85% w in U235). The new fuel element preserves the same total uranium load as the original one, and is geometrically equivalent to it, in such a way that the U235 load is increased in 200 grams approximately.

The reactor first reached criticality in January 1974, and initiated its commercial operation five months later. Its thermal power is 1179 MW being the net electric power of the plant of 335 MW. During the period 1974 - 1994, CNA1 was operated by the National Atomic Energy Commission (CNEA), the organisation involved in the nuclear area in the country. Since 1994 it is operated by the company Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NASA), responsible for the nuclear electric power generation, while ARN is concerned with the supervision of nuclear installations safety, particularly that of CNA 1.

Some data concerning the RPV are: an approximate height of 12 m, an interior diameter of 5.36 m, a wall thickness (cylindrical part) of 220 mm. The base material is 22 NiMoCr 37, a low alloy ferritic steel (ASTM A508-64 Class 2), cladded in its inner surface with an austenitic X5 CrNiNb 19/9 stainless steel coat 5 mm thick. The coolant temperature at the inlet and outlet nozzles are 260°C and 320°C respectively /1/.

In 1974 a surveillance program was initiated which included the construction of Tensile, Charpy and WOL specimens, distributed in 30 irradiation capsules located under the core at the lower part of some of the fuel channels. The selection of this irradiation position was due to the impossibility (because of the type of reactor) to locate the capsules just in front of the RPV inner surface (RPV - IS) as it is done in other PWR reactors. The material selected to make those specimens was the RPV base material, the welding material and material from the zone affected by the welding heat /1.6/.

The capsules containing the irradiated specimens were withdrawn in two stages; the first set (SET 1) of 15 specimens in 1980 and the second one (SET 2) of the remaining 15, in 1987. Both fracture mechanic tests and dosimetry analysis were carried out by the designer (KWU) for SET1 and by the owner (CNEA) for SET2.

The calculations performed in the case of SET1 showed that there was a significant spectrum difference between the position where the specimens had been and the RPV - IS. It was established that the ratio of thermal flux ($E < 0.4$ eV) to fast flux ($E > 1$ MeV) varied (approximately) from 1000 to 10 from the irradiation position to the RPV - IS.

The correlation required to extrapolate the Charpy specimens damage to the RPV were considered through the dpa (displacements per atom) parameter. Although the dpa were the

best option available, they did not account for such an important spectrum difference as the above mentioned. This is the reason why a complementary irradiation in a reactor having a similar spectrum than the one existing at the CNA1 RPV wall was carried out.

The purpose of this report is to show the calculations recently performed at the ARN, with particular emphasis on the difference in the results generated by the modification to slightly enriched fuel. The detailed analysis of all the results provided by the RPV surveillance program, and particularly those provided by the complementary irradiation, are out of the scope of this work.

2. NEUTRONIC FLUX CALCULATIONS WITH ANISN

The idea at this stage was to use a relatively simple tool to estimate the spectrum changes in different positions as well as with different fuel composition, and their relation with the displacement of atoms from their original position in the crystalline lattice. The agreement of these results with those obtained with rather complicated methodologies enables a reliable and relatively fast extrapolation to other situations that had not been analysed previously.

2.1. Model

A 1-D simplified radial model for the reactor is here proposed, with a central homogenised region containing the core materials, surrounded by successive rings representing the reflector, the moderator tank, the coolant, the RPV and the concrete shielding.

A simple transport calculation is then carried out in order to estimate the neutronic flux. The radial (outer) dimensions are indicated in what follows:

1	Homogenised core	r1 = 227.15 cm
2	Heavy water reflector	r2 = 252 cm
3	Moderator tank	r3 = 259 cm
4	Heavy water coolant	r4 = 268.5 cm
5	Reactor pressure vessel	r5 = 292 cm
6	Concrete	r6 = 328 cm

From ANISN output it is possible to obtain detailed neutronic fluxes as well as condensed fluxes in three coarse energy groups, fast ($E > 1$ MeV), epithermal (0.4 eV $< E < 1$ MeV) and thermal ($E < 0.4$ eV) ranges, on the inner and outer surfaces of the moderator tank and the RPV. By means of the dpa cross sections already used in the surveillance program /2/, ratios of total dpa to fast flux, equivalent to total cumulated dpa to fast fluence are obtained for some interesting points.

CNA1's reactor is mainly a steady one, i. e. the neutronic flux per unit thermal power at each position can be considered constant with time. Therefore, at equilibrium, a steady burnup map or a power density map may be used as good descriptions of the core state, so that the total dpa to flux ratio is equivalent to the accumulated total dpa to fluence ratio, having in this last case both numerator and denominator the same time dependent factor.

Due to the 1-D representation, the results obtained are averaged in the axial and azimuthal directions, i. e., they do no take into account flux variations in the corresponding coordinates. Nevertheless, the model is adequate to obtain spectral and dpa ratios in different regions and/or different fuel compositions.

2.2 Calculations performed

The state corresponding to an equilibrium core with natural uranium as fuel and its equilibrium power space distribution was chosen as reference case. The composition of the different regions was taken from ref. /2/ in order to make the comparison easier.

The problem was solved using ANISN /3/. The following cases were analysed:

- Reference case, corresponding to an homogenised natural uranium core with an average burnup of 5000 MWd/tU, and an equilibrium density power distribution taken from /2/.

- Same as before, but a density power distribution corresponding to an equilibrium core completely loaded with slightly enriched uranium fuel (0.85% w U^{235}) /4/.

Both cases were normalised to a total thermal power of 1179 MW.

2.3 Results obtained

Figure 1 shows the fast, epithermal and thermal fluxes for the natural uranium equilibrium core.

Figure 2 shows the ratio between the above mentioned fluxes for slightly (0.85% w) enriched uranium fuel and those corresponding to natural uranium fuel.

Table 1 contains the relative contribution of the flux for each energy group to the total flux. The differences between the results of this work and those reported in /2/ are mainly due to the different modelling and to the different total thermal power of 1179 and 1100 MW respectively. The values in the specimens' location was also added so that the spectrum differences are evident.

As regards the change in the fuel, the 1-D model shows a modification from natural uranium to slightly enriched uranium that produces a flux increase of 4% approximately on the RPV - IS in the whole energy range. This increase may be mainly due to the different spatial distribution of power density more than to the isotope composition itself. For the case of slightly enriched fuel, a flattening of the power distribution appears as a consequence of the differences in the fuel management; and the outer fuel contribution to the neutron flux at great distances from the core centre may be more significant than in the natural uranium case.

The above mentioned differences in spatial power distribution are shown in Figure 3.

With the calculated fluxes and the dpa cross sections taken from /2/, the dpa to fast flux ratio was obtained in a 53 energy group structure. The results were obtained discriminating in total dpa (whole energy range) and those produced by neutrons within each of the energy groups considered. The results are shown in Table 2.

The ratio dpa_{tot} / Φ_{rap} was evaluated on the RPV - IS and at ¼ depth. On the other hand, an increase of this ratio shows an increment of damage due to epithermal and/or thermal neutrons as compared with fast neutrons, i. e. a shift of the spectrum to thermal energies. The calculation on both surfaces of the moderator tank was carried out with the unique purpose of showing the filtering effect of thermal neutrons within its wall.

Another interesting position to be analysed from the point of view of calculation is the specimens location. Although no values have yet been here obtained, previous results /2/ show that $dpa_{tot} / \Phi_{rap} \cong 20 \times 10^{-21}$ cm^{-2}, i. e. an even much more thermal spectrum than that of the moderator tank inner surface ($dpa_{tot} / \Phi_{rap} \cong 4.06 \times 10^{-21}$ cm^{-2}), showing that not only the spectrum has an important thermal component due to the fact that the specimens are located inside the moderator tank, but also because they are at a greater distance from the active zone than the inner surface of the moderator tank (in the radial direction).

Due to the fact that the shape of the neutron spectrum is not modified by the change in fuel composition, but, according to this simple model, the flux increases in the whole energy range in approximately 4%, the ratio dpa to fast flux is essentially the same. As an illustration of this, Table 2c shows some results for slightly enriched uranium.

3. CALCULATIONS PROPOSED WITH MCNP

It is well known that a Monte Carlo code is particularly appropriate to describe rather complicated geometries with as much detail as the user chooses.

As a second step for the RPV assessment, a set of increasingly sophisticated calculations were proposed with MCNP /6/.

The first type corresponded to a simplified model similar to that chosen for an ANISN evaluation, but in a 3-D description, with azimuthal symmetry. The source was chosen as depending on the radius only; no axial dependence was initially introduced. This enabled a rather simple comparison with ANISN results for some points.

The idea was to compare results provided by both types of methodologies, and gain confidence to be able to proceed with a more complicated model.

It should be pointed out that a complete description of the whole reactor is particularly interesting in that it provides results for both the specimens location and the RPV - IS with the same model and in a single calculation.

Preliminary results have been obtained by using cross sections for the different isotopes present in the problem, extracted from both ENDF-B/V and VI. The reason for choosing both libraries is that VITAMIN-C, used as the library source of nuclear data with ANISN, is mainly extracted from ENDF-B/V, and it is well known that later on, better adjustments have been made for some isotopes in ENDF-B/VI, particularly regarding iron.

Since a description of the entire core requires a rather big model, it was necessary to use variance reduction techniques such as variable neutronic importance according to the region. The results thus obtained are not yet reliable, and more histories are still required.

A second model is foreseen in which the source is also axially variable.

4. CONCLUSIONS

A simplified 1-D model for CNA 1 core enables the analysis of neutron flux on the RPV inner surface, and its variations with the fuel composition. This is particularly useful taking into consideration that CNA 1 is being modified in such a way that within the next months its core will be completely loaded with slightly enriched uranium fuel.

From the safety point of view, it has been necessary to evaluate every safety related parameter that could eventually be affected by the presence of the new fuel.

The same principle holds for the RPV integrity; it was necessary to re-evaluate its life time, taking also into account the spectrum changes and flux absolute values that could occur as a consequence of the presence of the new fuel.

The simplified 1-D calculations show that there is a slight increase (4% approximately) in the flux along the whole energy range. As it has already been mentioned, this is due, more than to the isotopic composition of the new fuel, to the difference in power density spatial distribution, which is a consequence of a different fuel management, necessary to preserve operational limits below their maximum allowed values with the same total thermal power generated.

The Monte Carlo calculations are not completed yet, but they are expected to provide more detailed information about this problem.

5. REFERENCES

1. Central Nuclear Atucha, Risk Report, Volume 2: Figures - Siemens, TS 112 A, July 1972.
2. Neutron Fluence calculations for the first stage of the Pressure Vessel Surveillance Program of Atucha I Nuclear Power Station, J. Volkis, 1981.
3. ANISN. Multigroup One-dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering. ORNL. CCC-254.
4. Summary of the calculations performed for the use of slightly enriched uranium in CNA1. A. M. Lerner - C. Notari. IT 1026/90.
5. CNA1 RPV Surveillance Program. Evaluation of dpa of SET2 specimens irradiated at CNA1. M. Madariaga y G. Zamonsky, CNEA, Technical Report 013/93.
6. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code - Version 4B - LA12625-M. Judith Briesmeiter, Editor.

6. TABLES

Energy range	E > 1 MeV	0.4 eV < E < 1 MeV	0.4 eV > E
IS - RPV according to /2.2/	2.5 %	70.2 %	27.3 %
IS - RPV (this work)	2.2 %	63.3 %	34.5 %
IS - Moderator Tank (this work)	0.7 %	21.4 %	77.9 %
Irradiated specimens	0.1 %	2.7 %	97.2 %

Table 1. Relative contribution (in %) of each energy group to the total neutronic flux on the RPV - IS according to /2/, and to this work calculations, and in the irradiated specimens at the lower part of the core, inside the moderator tank.

CNA1 - Unat	**ϕ_{rap}** ($n/cm^2.s$)	**dpa tot/ϕ_{rap}** ($x\ 10^{-21}\ cm^{-2}$)
Moderator tank inner surface interna tanque moderador	0.48813E+11	4.06
Moderator tank outer surface moderador	0.17910E+11	2.67
RPV - IS	0.55400E+10	3.08
T/4 RPV (*)	0.29435E+10	3.13

(*) T/4: a ¼ thickness depth.

Table 2a. Relationship between DPA in the whole energy range and fast neutron flux for natural uranium fuel.

CNA1 - Unat	dpa rap/ϕ_{rap} (% from total)	dpa epi/ϕ_{rap} (% from total)	dpa term/ϕ_{rap} (% from total)
RPV - IS	56.5	36.1	7.4
	ϕ_{rap} (% from total)	ϕ_{epi} (% from total)	ϕ_{term} (% from total)
	2.2 %	63.3 %	34.5 %

Table 2b. Relationship between DPA in each energy range and fast neutron flux for natural uranium fuel. Relative fluxes in the same position.

CNA1 - Slightly enriched U	ϕ_{rap} (n/cm^2.s)	dpa tot/ ϕ_{rap} (x 10^{-21} cm^{-2})
Moderator tank inner surface tanque moderador	0.50685E+11	4.10
Moderator tank outer surface	0.18644E+11	2.67
RPV - IS	0.57785E+10	3.08
T/4 RPV (*)	0.30704E+10	3.13

(*) T/4: a ¼ thickness depth.

Table 2c. Relationship between DPA in the whole energy range and fast neutron flux for slightly enriched uranium (0.85% e) fuel.

7. FIGURES

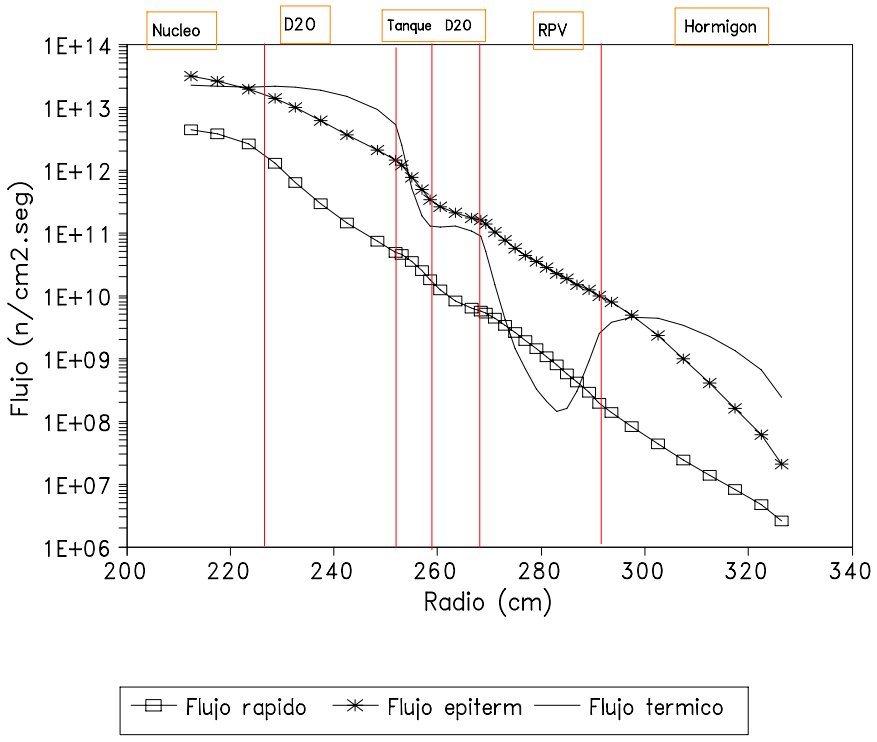


Figure 1. Fast epithermal and thermal as a function of radius for the reference case.

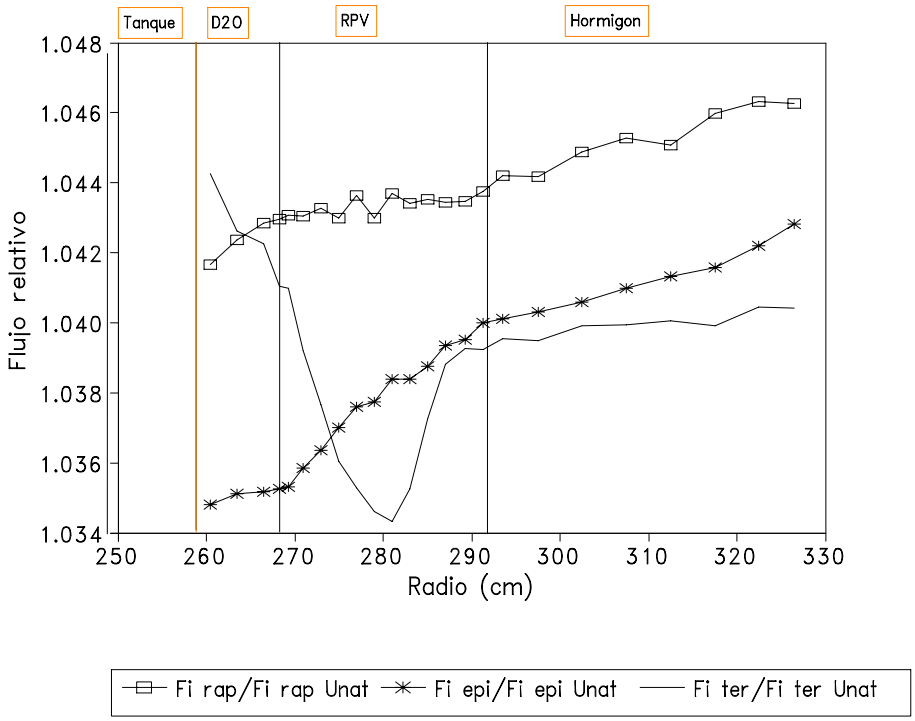


Figure 2. Flux relationship betwee natural uranium and slightly enriched uranium fuel.

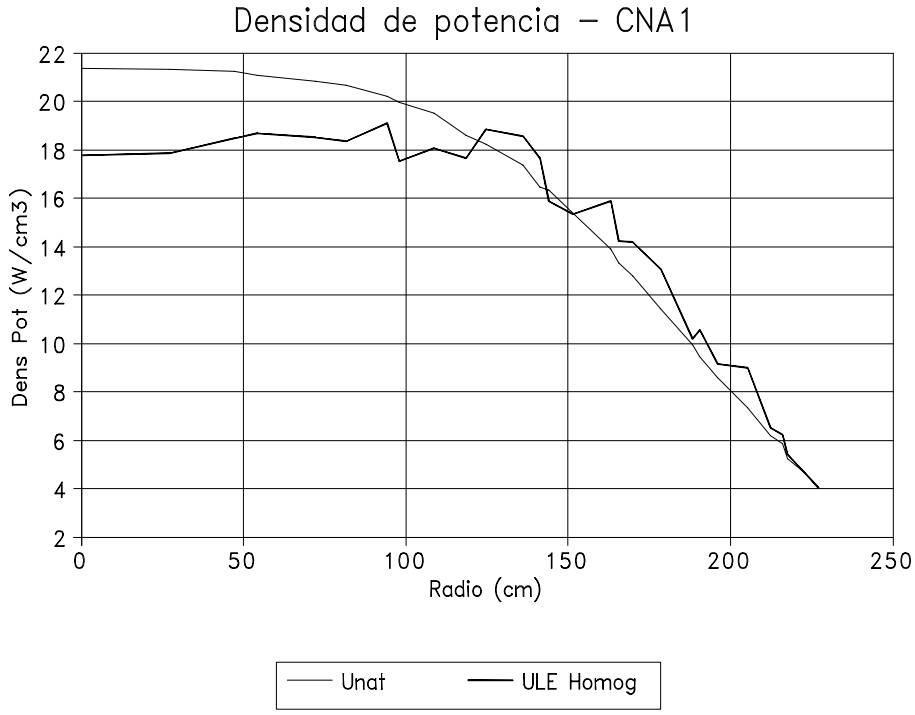


Figure 3. Radial distribution of power density from the centre of the core outwards, for both types of fuel.

Cálculo del flujo neutrónico para el Reactor RA 1

Lerner, A.M. y Madariaga, M.R.

CÁLCULO DEL FLUJO NEUTRÓNICO PARA EL REACTOR RA 1

Lerner, A.M. y Madariaga, M.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

A pedido del grupo de Radiodosimetría de la ARN, se ha realizado una evaluación del espectro neutrónico en diferentes posiciones del reactor RA-1, utilizando dos líneas de cálculo diferentes. Se ha considerado en este análisis un valor de potencia de 40 kW.

Se ha representado al reactor y al recinto que lo aloja con un modelo simplificado, unidimensional, como un conjunto de regiones circulares concéntricas

Se muestran los gráficos de los flujos rápido y térmico (con corte en 0,4 eV) en función de la distancia al centro del reactor. Se muestra asimismo el gráfico del flujo neutrónico (en $n/cm^2seg.ev$) en función de la energía en la posición correspondiente al dispositivo de irradiación colocado por afuera del tanque del reactor, y adyacente a él (a 29 cm del centro del reactor), de interés para el grupo solicitante.

Se consignan también los valores del flujo (en $n/cm^2.seg.eV$) en función de la energía en cuatro posiciones típicas, así como los valores equivalentes de los flujos integrados (en $n/cm^2.seg$).

1. INTRODUCCIÓN

A pedido del grupo de Radiodosimetría de la ARN, se ha realizado una evaluación del espectro neutrónico en diferentes posiciones del reactor RA-1, utilizando dos líneas de cálculo diferentes. Se ha considerado en este análisis un valor de potencia de 40 kW.

Para resolver el problema se propuso un modelo radial (unidimensional) del conjunto reactor - recinto, y se obtuvo el flujo neutrónico resolviendo la ecuación de transporte con los códigos WIMS+CITVAP y ANISN /1/, /2/, /3/, en los diferentes puntos de interés.

Las bibliotecas de datos nucleares utilizadas por cada una de estas opciones de cálculo son diferentes. La primera línea de cálculo hace uso de la biblioteca de WIMS, discretizada en una estructura de 69 grupos de energía para neutrones, que contiene mayor detalle en el rango térmico de energías ($E < 1$ eV). La segunda línea de cálculo, ANISN (configurado dentro del sistema MTR-PC), utiliza la biblioteca VITAMIN-C, que contiene 171 grupos para neutrones y 36 para gamma, con particular detalle en los rangos intermedio y rápido ($10\ eV < E < 10^7\ eV$). Para energías intermedias, los resultados provistos por ambas líneas son equivalentes dentro de los errores del cálculo.

2. MODELO UTILIZADO

Se ha representado al reactor y al recinto que lo aloja con un modelo simplificado, unidimensional, como un conjunto de regiones circulares concéntricas, con las dimensiones y los materiales que se indican en la tabla 1.

Respecto de la composición las barras combustibles (utilizada para generar la de la región combustible), valen las siguientes consideraciones.

Según los datos que figuran en el informe de seguridad del reactor, dicho combustible está constituido por 70% de UO2 enriquecido al 20%, 15% de grafito y 15% de brea, con una carga de 13 g de U235 por barra de combustible.

La composición de la brea, hidrocarburo pesado, extraída de /4/, es la que sigue, expresada en porcientos en peso:

hasta un máximo de S del 6%, un máximo de N de 1,5%, un máximo de O de 5% y el resto es C e H en una relación C/H en número de átomos entre 0,8 y 0,9, lo cual, traducido a porcentajes en peso totales da, utilizando los valores máximos:

S6%	
N	1,5%
O	5%
C	79,64%
H	7,86%

y, para la barra combustible, la siguiente composición en porcentaje en peso:

S0,9%	
N	0,226%
O	9,063%
C	26,946%
H	1,179%
U^{238}	49,349%
U^{235}	12,337%

Dado que no se disponía de datos nucleares para el azufre en el formato adecuado, y dada su poca importancia neutrónica, se lo eliminó de la composición del combustible, renormalizando el resto de los valores de modo de conservar la cantidad de U^{235} por elemento combustible, dato del informe de seguridad, resultando entonces los siguientes valores:

U^{238}	49,797%
U^{235}	12,449%
O	9.145%
H	1,190%
C	27,191%
N	0,228%

Con el mismo criterio de conservar la masa de U^{235}, resulta para la densidad del combustible un valor de 4,05274 g/cm^3 .

La región combustible está constituida por las barras de combustible antes descriptas, con una longitud activa de 54 cm, dispuestas en 5 coronas concéntricas, de la siguiente manera:

primera corona	32 barras,
segunda corona	40 barras,
tercera corona	40 barras,
cuarta corona	52 barras,
quinta corona	64 barras,

sumando un total de 228 barras como máximo.

Las posiciones de irradiación están ubicadas en la tercera corona.

Con respecto a la geometría del núcleo, se han hecho algunas simplificaciones en el modelo. Se han simulado las cuatro posiciones circulares de irradiación cuyos centros están ubicados sobre un radio medio de la región de combustible, como una corona circular cuyo volumen de agua es igual a la suma de los volúmenes de esas posiciones, con radios interno y externo equidistantes del radio medio, coincidente con el radio de los centros de la tercera corona de barras de combustible (región 3 de la Tabla 1).

En cuanto al reflector central de grafito, no se han modelado los alojamientos existentes para colocación de muestras, ya que representan una pequeña fracción del volumen de grafito, y a los fines de esta descripción no se espera que introduzcan una perturbación significativa.

Para el hormigón se ha utilizado la composición que se indica en la tabla 2, eliminando aquellos nucleidos cuyos datos nucleares no están a disposición en las herramientas de cálculo utilizadas.

3. CÁLCULOS REALIZADOS

La composición de la región combustible (celda homogeneizada cuyo radio equivalente es de 0.9264 cm), expresada en átomos/cmxbarn se da en la tabla 3.

Utilizando para los materiales del núcleo las composiciones indicadas, y con una descripción geométrica como la que se detalla en la Tabla 1, se ha calculado el espectro neutrónico en todo el reactor, con los códigos ANISN y CITVAP.

En el caso de ANISN, se ha realizado el cálculo de transporte unidimensional, radial, en la aproximación S8, utilizando una fuente de fisión constante en la región del combustible, normalizada a una potencia de 40 kW, con un buckling axial correspondiente a una longitud activa de 54 cm más el correspondiente ahorro por reflector (8 cm). La estructura de grupos de energía es la que provee la biblioteca VITAMIN-C, es decir, de 171 grupos de neutrones.

En el caso de CITVAP, el cálculo de difusión se llevó a cabo utilizando como biblioteca de secciones eficaces para las diferentes regiones, la que se obtiene de un cálculo de WIMS de todo el reactor a 69 grupos de energía.

A los fines de facilitar la comparación de los resultados provistos por ambas cadenas, se ha considerado el corte rápido - térmico en los 0,4 eV.

4. RESULTADOS OBTENIDOS

Se han considerado diversas variantes para estimar la influencia de las fugas en los resultados, así como la normalización de la fuente de neutrones. Los detalles se describen en forma suscinta en el Anexo 1.

La Figura 1 muestra cómo varía la relación de flujo rápido a térmico (con corte en 0,4 eV) con la distancia al centro del reactor, tal como la predicen cada una de las líneas de cálculo mencionadas. Como se señaló antes, las posiciones de irradiación (ubicadas sobre el radio correspondiente a la tercera corona de barras de combustible) se modelaron como una canaleta cilíndrica; por lo tanto, y de acuerdo con ese modelo, el núcleo quedó representado por dos coronas combustibles que producen los dos picos que se observan en la figura. La depresión de flujo entre dichos picos corresponde a la canaleta de agua del modelo.

En la Figura 2 se han graficado los flujos rápido y térmico (con corte en 0,4 eV) en función de la distancia al centro del reactor, calculados con ANISN. La Figura 3 contiene la misma información, provista por CITVAP.

La Figura 4 muestra el flujo neutrónico (en $n/cm^2seg.ev$) en función de la energía en la posición correspondiente al dispositivo de irradiación colocado por afuera del tanque del reactor, y adya-

cente a él (a 29 cm del centro del reactor), calculado con ambas cadenas de códigos. En esa figura se puede observar la variación del flujo como 1/E en el rango intermedio de energías.

Las Tablas 4 y 5 contienen los valores correspondientes a esta última figura.

Las Tablas 6 y 7 muestran los valores del flujo (en $n/cm^2.seg.eV$) en función de la energía en cuatro posiciones típicas, calculados con ANISN y CITVAP respectivamente. Debe señalarse que para posiciones alejadas del centro del reactor, los valores calculados con ANISN (transporte) se consideran más confiables que los de CITVAP (difusión).

Las Tablas 8 y 9 contienen los valores equivalentes de los flujos integrados (en $n/cm^2.seg$).

5. REFERENCIAS

1. A Summary of WIMSD4 Input Options. M. J. Halsall. AEEW - M1327 (1980).
2. CITVAP 3.1 - (SISTEMA MTR_PC). Código de Cálculo Neutrónico. División Ingeniería Nuclear. INVAP S.E.
3. ANISN - ORNL. Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering. (SISTEMA MTR_PC). División Ingeniería Nuclear. INVAP S.E.
4. Handbook of Chemistry and Physics, editado por David Lide (edición 78^{ava}, 1997 - 1998).

6. FIGURAS

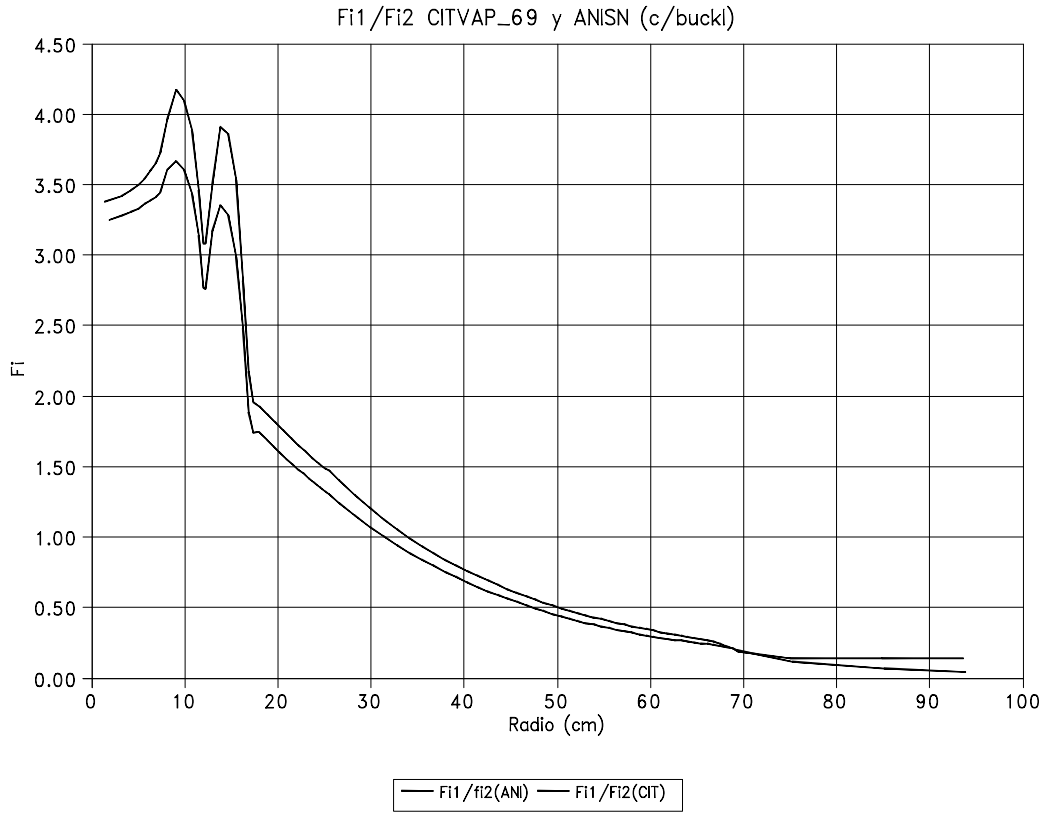


Figura 1. Relación de flujo rápido a térmico en función de la distancia al centro del reactor.

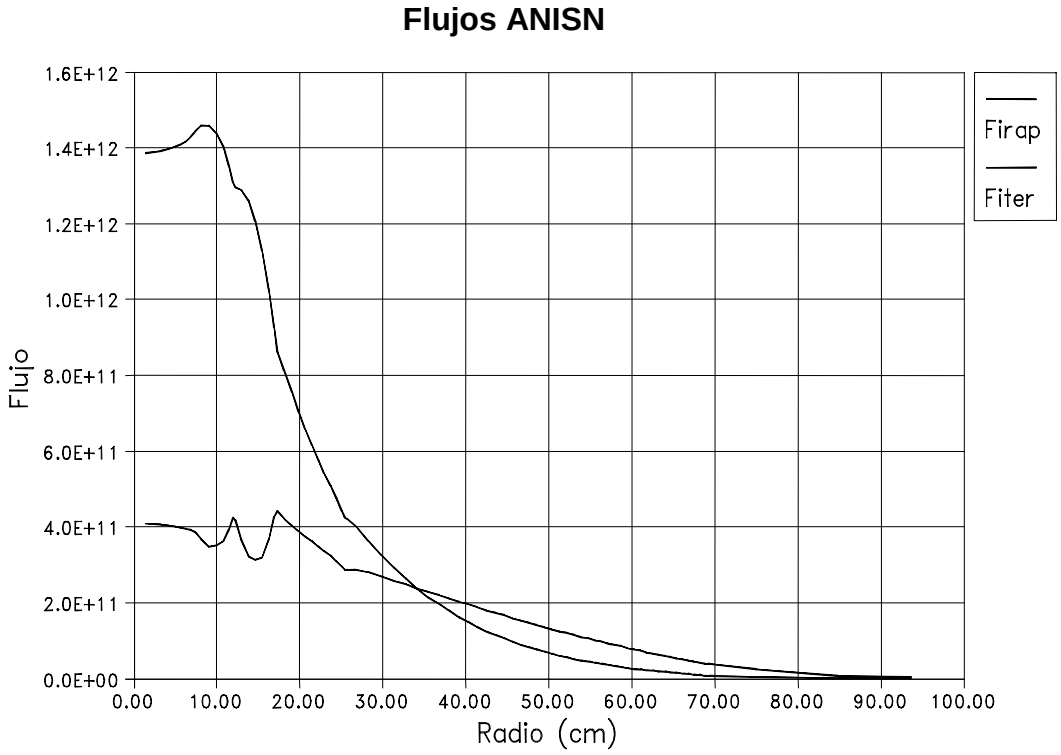


Figura 2. Flujos rápido y térmico (con corte en 0,4 eV) en función de la distancia al centro del reactor, calculados con ANISN.

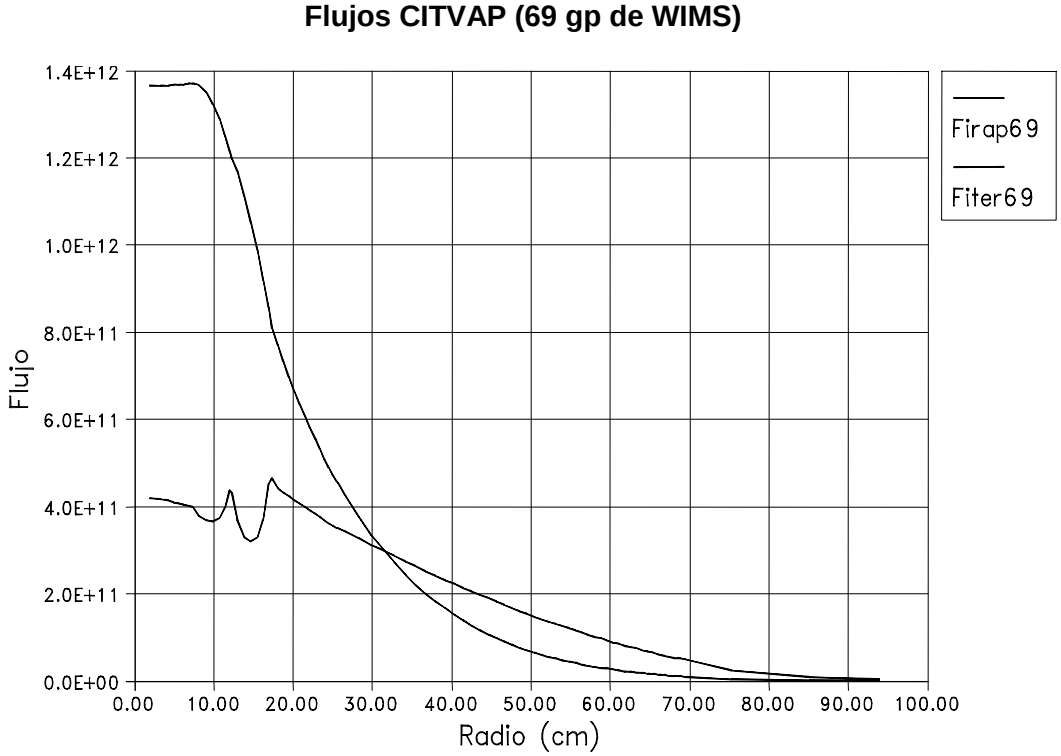


Figura 3. Flujos rápido y térmico en función de la distancia al centro del reactor calculados con CITVAP.

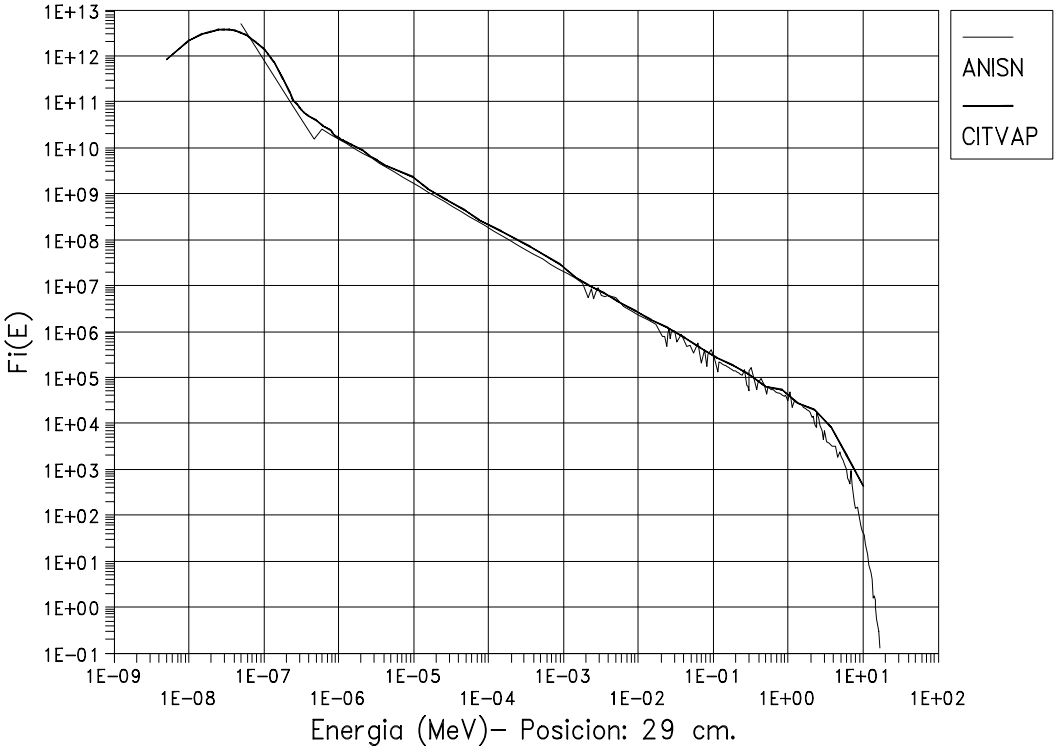


Figura 4. Espectro neutrónico en función del límite superior del intervalo de energía, a los 29 cm del centro del reactor. Cálculos con ANISN y CITVAP.

7. TABLAS

Tabla 1: Regiones anulares con los distintos materiales.

REGIÓN	COMPOSICIÓN	RADIO EXTERNO (cm)
1	Grafito central	7.6
2	Combustible	11.8
3	Canal de agua	12.43
4	Combustible	16.6
5	Agua	17.6
6	Grafito (reflector)	25.35
7	Pared de Aluminio	25.75
8	Grafito	65.75
9	Pared de plomo	69.75
10	Hormigón	260.0
11	Exterior (aire)	280.0

Tabla 2: Composición del Hormigón.

NUCLEIDO	Id. WIMS	Nro. Partículas at/(cmxbarn)
Hidrógeno	2001	1,320E-02
Sodio	23	9,220E-04
Hierro	56	3,320E-04
Oxígeno	16	4,380E-02
Silicio	29	1,590E-02
Aluminio	27	1,670E-03
Carbono	12	1,100E-04

Tabla 3: Composición de la región combustible.

NUCLEIDO	Id. WIMS	Nro. Partículas at/(cmxbarn)
Hidrógeno	2001	5,3418E-02
Carbono	12	9,5514E-03
Nitrógeno	14	6,8629E-05
Oxígeno	16	2,6637E-02
Aluminio	27	6,1088E-03
Uranio 235	235	2,2327E-04
Uranio 238	2238	8,8177E-04

Tabla 4. Flujo neutrónico (en n/cm^2.seg.eV) en función del límite superior del intervalo de energía (en MeV) a los 29 cm del centro del reactor, calculado con ANISN.

E superior (MeV)	Flujo (n/cm2.seg/eV)
16.91	1.25918E-01
16.08	2.93037E-01
15.3	5.52044E-01
14.73	9.86244E-01
14.37	1.36692E+00
14.02	1.75803E+00
13.67	1.53238E+00
13.17	3.99798E+00
12.53	5.56172E+00
11.92	8.31246E+00
11.33	1.39572E+01
10.78	2.39025E+01
10.26	3.65272E+01
9.756	4.57206E+01
9.28	5.96281E+01
8.828	1.04869E+02
8.397	1.51476E+02
7.988	1.38513E+02
7.598	1.91168E+02
7.228	4.54737E+02
6.875	9.53344E+02
6.648	4.69428E+02
6.484	5.74909E+02
6.221	6.39516E+02
5.917	9.86073E+02
5.629	1.30609E+03
5.354	1.53329E+03
5.093	1.95066E+03
4.845	2.34942E+03
4.608	1.83238E+03
4.28	3.16500E+03
3.872	3.22120E+03
3.504	3.84851E+03
3.248	3.98308E+03
3.089	6.87662E+03
2.938	4.41310E+03
2.795	6.89073E+03
2.659	8.93454E+03
2.529	1.24106E+04
2.426	1.77549E+04
2.375	1.25027E+04
2.356	7.97133E+03
2.326	8.43647E+03
2.269	1.04703E+04
2.177	1.40592E+04
2.071	1.37693E+04
1.97	1.79611E+04
1.874	1.83908E+04
1.782	2.00377E+04
1.695	2.15589E+04

1.613	2.26973E+04
1.534	2.51724E+04
1.459	2.62913E+04
1.388	2.70501E+04
1.32	2.84659E+04
1.256	3.01110E+04
1.195	3.11703E+04
1.136	2.24998E+04
1.055	4.87339E+04
0.9821	3.04038E+04
0.9344	4.09643E+04
0.8851	3.96502E+04
0.8419	4.13805E+04
0.8008	4.34169E+04
0.7618	4.49145E+04
0.7246	4.68790E+04
0.6893	4.87616E+04
0.6557	5.05453E+04
0.6237	5.27158E+04
0.5933	5.48048E+04
0.5643	5.71495E+04
0.5368	5.94221E+04
0.5106	4.23313E+04
0.4742	6.71621E+04
0.4291	9.44535E+04
0.3977	7.54021E+04
0.3783	5.37219E+04
0.3513	8.54755E+04
0.3178	1.60008E+05
0.3002	1.40423E+05
0.2979	6.08995E+04
0.2959	5.04958E+04
0.2909	6.49088E+04
0.2802	6.90540E+04
0.2602	1.43281E+05
0.2412	1.14352E+05
0.2294	1.20642E+05
0.2183	1.24312E+05
0.2076	1.30865E+05
0.1975	1.36879E+05
0.1879	1.42353E+05
0.1787	1.49463E+05
0.17	1.55531E+05
0.1617	1.62733E+05
0.1538	1.70279E+05
0.1463	1.79358E+05
0.1392	1.86332E+05
0.1324	1.94109E+05
0.1259	2.05762E+05
0.1198	2.11427E+05
0.1139	1.33829E+05
0.1046	2.50355E+05
0.09228	3.92431E+05
0.08451	3.28527E+05
0.081	1.70897E+05
0.07575	3.94079E+05
0.06969	2.05589E+05
0.06197	5.55714E+05
0.05452	3.43212E+05
0.04939	5.02048E+05
0.04359	4.81595E+05

0.03759	8.84312E+05
0.03307	5.86567E+05
0.03016	1.03482E+06
0.02775	9.93213E+05
0.02653	7.13931E+05
0.02542	1.18082E+06
0.02448	9.21975E+05
0.02388	4.80148E+05
0.02273	7.70603E+05
0.02059	7.96096E+05
0.01717	1.40782E+06
0.01337	1.77111E+06
0.01041	2.22600E+06
0.00811	2.80268E+06
0.006316	3.55229E+06
0.004919	5.34287E+06
0.004007	6.06592E+06
0.003531	5.69387E+06
0.003195	6.25375E+06
0.002891	8.95735E+06
0.00268	7.18282E+06
0.002549	5.15126E+06
0.002367	8.29191E+06
0.002142	5.58756E+06
0.00181	1.14053E+07
0.001409	1.44929E+07
0.001098	1.83219E+07
0.0008548	2.31883E+07
0.0006657	2.94111E+07
0.0005185	3.72796E+07
0.0004038	4.73125E+07
0.0003145	6.00273E+07
0.0002449	7.62376E+07
0.0001907	9.68737E+07
0.0001485	1.23419E+08
0.0001157	1.56557E+08
9.01E-05	1.99211E+08
7.017E-05	2.53491E+08
5.465E-05	3.22542E+08
4.256E-05	4.11313E+08
3.314E-05	5.11415E+08
2.581E-05	6.83967E+08
2.01E-05	8.48991E+08
1.566E-05	1.07736E+09
1.219E-05	1.37697E+09
9.496E-06	1.75594E+09
7.396E-06	2.23013E+09
5.76E-06	2.84120E+09
4.486E-06	3.61529E+09
3.493E-06	4.62519E+09
2.721E-06	5.97000E+09
2.119E-06	7.34966E+09
1.65E-06	9.52112E+09
1.285E-06	1.21389E+10
1.001E-06	1.54466E+10
7.795E-07	1.96879E+10
6.071E-07	2.50789E+10
4.728E-07	1.55161E+10
2.57E-07	7.44204E+10
5.005E-08	5.06128E+12

Tabla 5. Flujo neutrónico (en n/cm^2.seg.eV) en función del límite superior del intervalo de energía (en MeV) a los 29 cm del centro del reactor, calculado con WIMS-CITVAP.

E superior (MeV)	Flujo (n/cm2.seg.eV)
10	4.19621E+02
6.0655	2.05405E+03
3.679	8.37707E+03
2.231	1.99544E+04
1.353	2.85150E+04
0.821	5.29595E+04
0.5	6.41013E+04
0.3025	1.17155E+05
0.183	1.79861E+05
0.111	2.77142E+05
0.06734	4.55644E+05
0.04085	7.38643E+05
0.02478	1.21744E+06
0.01503	1.80480E+06
0.009118	2.76951E+06
0.00553	4.34383E+06
0.0035191	6.66198E+06
0.00223945	1.02352E+07
0.0014251	1.57332E+07
0.000906898	2.91493E+07
0.000367262	6.97832E+07
0.000148728	1.52950E+08
7.55014E-05	2.68385E+08
4.8052E-05	4.34650E+08
2.77E-05	7.43096E+08
1.5968E-05	1.23297E+09
9.877E-06	2.35154E+09
4E-06	4.34857E+09
3.3E-06	5.42714E+09
2.6E-06	6.87200E+09
2.1E-06	9.02167E+09
1.5E-06	1.14950E+10
1.3E-06	1.31600E+10
1.15E-06	1.42333E+10
1.123E-06	1.45538E+10
1.097E-06	1.49077E+10
1.071E-06	1.52962E+10
1.045E-06	1.57000E+10
1.02E-06	1.61000E+10
9.96E-07	1.65125E+10
9.72E-07	1.69318E+10
9.5E-07	1.75325E+10
9.1E-07	1.86167E+10
8.5E-07	2.02286E+10
7.8E-07	2.38968E+10
6.25E-07	3.07920E+10
5E-07	4.03300E+10
4E-07	5.06600E+10
3.5E-07	5.89000E+10
3.2E-07	6.58500E+10
3E-07	7.30000E+10
2.8E-07	8.52333E+10
2.5E-07	1.08500E+11
2.2E-07	1.62425E+11
1.8E-07	3.07500E+11
1.4E-07	7.05250E+11
1E-07	1.36450E+12
8E-08	1.96308E+12
6.7E-08	2.46111E+12
5.8E-08	2.88250E+12
5E-08	3.27500E+12
4.2E-08	3.59286E+12
3.5E-08	3.76800E+12
3E-08	3.81800E+12
2.5E-08	3.73800E+12
2E-08	3.47600E+12
1.5E-08	2.96400E+12
1E-08	2.12000E+12
5E-09	8.35800E+11

Tabla 6. Flujo neutrónico (en n/cm^2.seg.eV) en función de la energía para cuatro posiciones diferentes, calculado con ANISN.

Esuperior (eV)	Flujo (n/cm2.seg.eV)			
	4.65 cm	12.12 cm	29.09 cm	270.2 cm
1.69100E+07	1.40472E+00	2.50978E+00	1.25918E-01	2.19670E-26
1.60800E+07	3.02609E+00	5.13717E+00	2.93037E-01	6.76781E-26
1.53000E+07	6.49865E+00	1.17943E+01	5.52044E-01	6.51553E-26
1.47300E+07	9.77847E+00	1.58076E+01	9.86244E-01	1.57543E-25
1.43700E+07	1.30574E+01	2.07688E+01	1.36692E+00	2.74796E-25
1.40200E+07	1.67967E+01	2.68255E+01	1.75803E+00	4.67863E-25
1.36700E+07	1.48647E+01	2.39996E+01	1.53238E+00	5.07928E-25
1.31700E+07	3.62887E+01	5.61659E+01	3.99798E+00	2.16152E-24
1.25300E+07	5.51798E+01	9.00133E+01	5.56172E+00	1.60305E-24
1.19200E+07	8.50863E+01	1.38899E+02	8.31246E+00	1.56762E-24
1.13300E+07	1.39634E+02	2.21671E+02	1.39572E+01	1.90724E-24
1.07800E+07	2.28769E+02	3.57281E+02	2.39025E+01	3.09431E-24
1.02600E+07	3.41377E+02	5.16681E+02	3.65272E+01	4.24518E-24
9.75600E+06	4.66416E+02	7.54910E+02	4.57206E+01	4.73284E-24
9.28000E+06	6.44653E+02	1.08501E+03	5.96281E+01	5.11909E-24
8.82800E+06	1.00719E+03	1.51541E+03	1.04869E+02	7.81552E-24
8.39700E+06	1.41347E+03	2.07851E+03	1.51476E+02	7.66428E-24
7.98800E+06	1.57619E+03	2.75718E+03	1.38513E+02	6.33103E-24
7.59800E+06	2.17031E+03	3.67459E+03	1.91168E+02	9.90843E-24
7.22800E+06	3.79878E+03	4.89017E+03	4.54737E+02	1.55656E-23
6.87500E+06	7.53467E+03	9.65524E+03	9.53344E+02	2.86274E-23
6.64800E+06	3.82460E+03	5.07696E+03	4.69428E+02	2.48880E-23
6.48400E+06	4.95167E+03	6.94319E+03	5.74909E+02	3.48786E-23
6.22100E+06	6.39431E+03	1.00912E+04	6.39516E+02	6.80247E-23
5.91700E+06	8.88823E+03	1.23278E+04	9.86073E+02	1.49538E-22
5.62900E+06	1.13310E+04	1.51099E+04	1.30609E+03	2.89720E-22
5.35400E+06	1.35085E+04	1.88113E+04	1.53329E+03	1.48040E-22
5.09300E+06	1.64837E+04	2.13508E+04	1.95066E+03	8.52367E-22
4.84500E+06	1.98422E+04	2.60430E+04	2.34942E+03	2.24053E-22
4.60800E+06	1.55163E+04	2.02947E+04	1.83238E+03	2.94923E-22
4.28000E+06	2.75140E+04	3.65015E+04	3.16500E+03	2.01778E-21
3.87200E+06	3.08579E+04	4.39345E+04	3.22120E+03	1.00296E-20
3.50400E+06	4.30066E+04	6.88059E+04	3.84851E+03	3.25012E-20
3.24800E+06	4.38641E+04	6.51358E+04	3.98308E+03	1.77188E-20
3.08900E+06	6.40385E+04	8.05722E+04	6.87662E+03	1.01731E-21
2.93800E+06	5.05399E+04	8.24077E+04	4.41310E+03	2.56759E-22
2.79500E+06	7.05315E+04	9.34257E+04	6.89073E+03	2.15429E-22
2.65900E+06	8.63500E+04	1.06128E+05	8.93454E+03	2.10118E-22
2.52900E+06	1.14655E+05	1.34250E+05	1.24106E+04	1.81547E-22
2.42600E+06	1.60606E+05	1.88127E+05	1.77549E+04	5.69853E-23
2.37500E+06	1.11945E+05	1.32901E+05	1.25027E+04	2.38586E-25
2.35600E+06	7.05990E+04	8.36037E+04	7.97133E+03	5.96270E-27
2.32600E+06	7.39261E+04	8.62402E+04	8.43647E+03	3.55170E-25
2.26900E+06	8.95699E+04	9.90073E+04	1.04703E+04	1.53596E-22
2.17700E+06	1.17810E+05	1.23629E+05	1.40592E+04	9.22752E-22
2.07100E+06	1.18031E+05	1.26652E+05	1.37693E+04	1.58643E-21
1.97000E+06	1.38950E+05	1.32630E+05	1.79611E+04	3.28205E-21
1.87400E+06	1.40182E+05	1.34928E+05	1.83908E+04	2.55611E-20
1.78200E+06	1.52822E+05	1.58136E+05	2.00377E+04	4.48400E-21
1.69500E+06	1.59698E+05	1.59966E+05	2.15589E+04	6.75487E-21
1.61300E+06	1.63943E+05	1.59561E+05	2.26973E+04	1.53227E-20
1.53400E+06	1.78629E+05	1.70879E+05	2.51724E+04	9.50492E-21
1.45900E+06	1.84973E+05	1.82570E+05	2.62913E+04	1.56500E-20
1.38800E+06	1.87338E+05	1.83976E+05	2.70501E+04	4.46653E-20
1.32000E+06	1.90812E+05	1.71944E+05	2.84659E+04	1.37708E-18
1.25600E+06	2.06374E+05	2.10200E+05	3.01110E+04	1.08712E-19
1.19500E+06	2.10429E+05	2.09844E+05	3.11703E+04	5.97847E-20
1.13600E+06	1.48801E+05	1.41914E+05	2.24998E+04	8.13447E-20
1.05500E+06	3.09783E+05	2.68026E+05	4.87339E+04	2.27678E-18
9.82100E+05	1.89658E+05	1.62231E+05	3.04038E+04	6.13298E-18
9.34400E+05	2.59284E+05	2.45187E+05	4.09643E+04	5.24998E-19
8.85100E+05	2.52333E+05	2.49556E+05	3.96502E+04	9.74505E-20
8.41900E+05	2.68280E+05	2.83165E+05	4.13805E+04	5.69720E-20
8.00800E+05	2.84718E+05	3.09141E+05	4.34169E+04	5.66508E-20
7.61800E+05	2.92263E+05	3.04134E+05	4.49145E+04	6.81938E-20
7.24600E+05	3.00448E+05	2.95963E+05	4.68790E+04	7.10224E-20
6.89300E+05	3.09979E+05	2.97988E+05	4.87616E+04	7.87077E-20
6.55700E+05	3.17825E+05	2.98500E+05	5.05453E+04	9.04128E-20
6.23700E+05	3.29845E+05	3.08222E+05	5.27158E+04	1.12259E-19
5.93300E+05	3.39807E+05	3.12997E+05	5.48048E+04	1.42519E-19
5.64300E+05	3.50416E+05	3.18135E+05	5.71495E+04	1.71793E-19
5.36800E+05	3.60047E+05	3.21505E+05	5.94221E+04	3.82553E-19
5.10600E+05	2.54149E+05	2.24161E+05	4.23313E+04	7.94030E-19
4.74200E+05	3.87421E+05	2.98803E+05	6.71621E+04	4.99902E-17
4.29100E+05	5.27914E+05	3.97885E+05	9.44535E+04	3.40704E-16
3.97700E+05	4.19690E+05	3.49635E+05	7.54021E+04	5.78046E-18
3.78300E+05	2.96220E+05	2.48849E+05	5.37219E+04	1.04394E-18
3.51300E+05	4.73113E+05	4.27600E+05	8.54755E+04	7.13737E-19
3.17800E+05	8.71290E+05	7.64915E+05	1.60008E+05	7.77892E-19
3.00200E+05	7.57026E+05	6.48635E+05	1.40423E+05	5.73013E-19
2.97900E+05	3.27751E+05	2.79967E+05	6.08995E+04	2.46906E-19
2.95900E+05	2.71370E+05	2.31278E+05	5.04958E+04	2.02884E-19
2.90900E+05	3.47493E+05	2.94512E+05	6.49088E+04	2.52429E-19
2.80200E+05	3.67741E+05	3.11106E+05	6.90540E+04	2.56603E-19
2.60200E+05	7.54879E+05	6.30653E+05	1.43281E+05	4.80734E-19
2.41200E+05	5.92377E+05	4.81095E+05	1.14352E+05	3.51247E-19
2.29400E+05	6.18159E+05	4.95565E+05	1.20642E+05	3.52190E-19
2.18300E+05	6.30055E+05	5.00325E+05	1.24312E+05	3.25234E-19
2.07600E+05	6.56056E+05	5.16399E+05	1.30865E+05	3.18927E-19
1.97500E+05	6.80664E+05	5.37130E+05	1.36879E+05	3.13869E-19

1.87900E+05 7.01246E+05 5.48963E+05 1.42353E+05 3.50176E-19	2.68000E+03 2.21901E+07 1.86579E+07 7.18282E+06 2.07740E-17
1.78700E+05 7.27620E+05 5.64097E+05 1.49463E+05 4.65886E-19	2.54900E+03 1.59142E+07 1.34182E+07 5.15126E+06 1.83660E-17
1.70000E+05 7.48023E+05 5.73469E+05 1.55531E+05 5.79613E-19	2.36700E+03 2.56140E+07 2.16670E+07 8.29191E+06 3.23586E-17
1.61700E+05 7.71872E+05 5.80656E+05 1.62733E+05 6.39861E-19	2.14200E+03 1.72663E+07 1.46661E+07 5.58756E+06 2.19900E-17
1.53800E+05 7.99363E+05 6.02297E+05 1.70279E+05 6.52735E-19	1.81000E+03 3.52940E+07 3.02344E+07 1.14053E+07 4.49075E-17
1.46300E+05 8.32773E+05 6.24887E+05 1.79358E+05 6.62125E-19	1.40900E+03 4.49685E+07 3.88254E+07 1.44929E+07 5.78608E-17
1.39200E+05 8.58437E+05 6.52121E+05 1.86332E+05 6.74249E-19	1.09800E+03 5.70263E+07 4.94823E+07 1.83219E+07 7.46090E-17
1.32400E+05 8.87754E+05 6.77889E+05 1.94109E+05 7.46640E-19	8.54800E+02 7.24659E+07 6.33998E+07 2.31883E+07 9.63940E-17
1.25900E+05 9.31197E+05 7.02907E+05 2.05762E+05 7.82677E-19	6.65700E+02 9.22962E+07 8.11440E+07 2.94111E+07 1.24743E-16
1.19800E+05 9.41769E+05 6.93534E+05 2.11427E+05 7.59442E-19	5.18500E+02 1.17503E+08 1.03797E+08 3.72796E+07 1.61695E-16
1.13900E+05 5.91508E+05 4.39680E+05 1.33829E+05 4.89778E-19	4.03800E+02 1.49843E+08 1.32990E+08 4.73125E+07 2.08555E-16
1.04600E+05 1.08487E+06 7.99464E+05 2.50355E+05 8.95114E-19	3.14500E+02 1.90958E+08 1.70040E+08 6.00273E+07 2.69473E-16
9.22800E+04 1.64798E+06 1.18413E+06 3.92431E+05 1.30395E-18	2.44900E+02 2.43426E+08 2.17308E+08 7.62376E+07 3.48231E-16
8.45100E+04 1.35685E+06 9.83732E+05 3.28527E+05 1.08898E-18	1.90700E+02 3.10095E+08 2.77374E+08 9.68737E+07 4.50329E-16
8.10000E+04 7.02577E+05 5.20406E+05 1.70897E+05 5.98141E-19	1.48500E+02 3.96689E+08 3.56698E+08 1.23419E+08 5.83479E-16
7.57500E+04 1.60196E+06 1.18421E+06 3.94079E+05 1.36165E-18	1.15700E+02 4.99777E+08 4.44559E+08 1.56557E+08 7.52492E-16
6.96900E+04 8.22356E+05 5.99268E+05 2.05589E+05 7.06570E-19	9.01000E+01 6.40537E+08 5.82549E+08 1.99211E+08 9.73342E-16
6.19700E+04 2.17169E+06 1.57591E+06 5.55714E+05 1.92528E-18	7.01700E+01 8.12719E+08 7.31823E+08 2.53491E+08 1.25822E-15
5.45200E+04 1.31213E+06 9.48930E+05 3.43212E+05 1.15602E-18	5.46500E+01 1.03609E+09 9.41232E+08 3.22542E+08 1.62617E-15
4.93900E+04 1.88424E+06 1.36514E+06 5.02048E+05 1.75405E-18	4.25600E+01 1.32358E+09 1.20406E+09 4.11313E+08 2.08403E-15
4.35900E+04 1.77018E+06 1.28097E+06 4.81595E+05 1.67042E-18	3.31400E+01 1.60973E+09 1.42390E+09 5.11415E+08 2.66173E-15
3.75900E+04 3.15131E+06 2.25427E+06 8.84312E+05 2.82954E-18	2.58100E+01 2.15585E+09 1.97680E+09 6.83967E+08 3.60049E-15
3.30700E+04 2.06037E+06 1.53064E+06 5.86567E+05 1.98733E-18	2.01000E+01 2.58926E+09 2.28619E+09 8.48991E+08 4.54944E-15
3.01600E+04 3.60346E+06 2.70941E+06 1.03482E+06 3.58359E-18	1.56600E+01 3.29124E+09 3.05830E+09 1.07736E+09 5.85790E-15
2.77500E+04 3.42750E+06 2.53798E+06 9.93213E+05 3.35857E-18	1.21900E+01 4.20464E+09 3.91010E+09 1.37697E+09 7.59640E-15
2.65300E+04 2.45456E+06 1.81752E+06 7.13931E+05 2.54056E-18	9.49600E+00 5.35295E+09 4.96790E+09 1.75594E+09 9.81910E-15
2.54200E+04 4.04397E+06 3.00000E+06 1.18082E+06 4.16996E-18	7.39600E+00 6.42152E+09 5.56126E+09 2.23013E+09 1.26686E-14
2.44800E+04 3.14482E+06 2.33823E+06 9.21975E+05 3.26790E-18	5.76000E+00 8.16538E+09 7.68946E+09 2.84120E+09 1.63681E-14
2.38800E+04 1.63371E+06 1.21554E+06 4.80148E+05 1.70224E-18	4.48600E+00 1.04179E+10 9.91462E+09 3.61529E+09 2.11283E-14
2.27300E+04 2.60855E+06 1.94518E+06 7.70603E+05 2.72386E-18	3.49300E+00 1.33563E+10 1.26700E+10 4.62519E+09 2.74567E-14
2.05900E+04 2.66987E+06 2.00230E+06 7.96096E+05 2.80900E-18	2.72100E+00 1.73154E+10 1.64699E+10 5.97000E+09 3.56502E-14
1.71700E+04 4.64621E+06 3.53095E+06 1.40782E+06 4.99142E-18	2.11900E+00 2.13983E+10 2.03234E+10 7.34966E+09 4.47490E-14
1.33700E+04 5.74524E+06 4.43118E+06 1.77111E+06 6.31949E-18	1.65000E+00 2.78386E+10 2.64510E+10 9.52112E+09 5.88145E-14
1.04100E+04 7.12622E+06 5.60222E+06 2.22600E+06 7.98152E-18	1.28500E+00 3.55845E+10 3.37210E+10 1.21389E+10 7.59954E-14
8.11000E+03 8.87531E+06 7.07854E+06 2.80268E+06 1.01884E-17	1.00100E+00 4.53354E+10 4.28793E+10 1.54466E+10 9.79540E-14
6.31600E+03 1.11162E+07 8.96550E+06 3.55229E+06 1.28987E-17	7.79500E-01 5.78985E+10 5.48202E+10 1.96879E+10 1.26361E-13
4.91900E+03 1.66248E+07 1.36452E+07 5.34287E+06 1.97268E-17	6.07100E-01 7.38541E+10 6.98807E+10 2.50789E+10 1.62964E-13
4.00700E+03 1.88071E+07 1.55696E+07 6.06592E+06 2.21676E-17	4.72800E-01 4.56816E+10 4.30993E+10 1.55161E+10 1.02298E-13
3.53100E+03 1.76279E+07 1.46529E+07 5.69387E+06 1.91159E-17	2.57000E-01 3.26734E+11 4.67549E+11 7.44204E+10 9.93738E-13
3.19500E+03 1.93401E+07 1.61497E+07 6.25375E+06 1.87683E-17	5.00500E-02 6.66060E+12 6.45013E+12 5.06128E+12 5.71161E-11
2.89100E+03 2.76829E+07 2.32175E+07 8.95735E+06 2.02332E-17	

Tabla 7. Flujo neutrónico (n/cm^2.seg.eV) en función de la energía para cuatro posiciones diferentes, calculado con CITVAP.

Flujo (n/cm^2.seg.eV) 4.65 cm	12.12 cm	29.09 cm	270.2 cm	Esuperior (eV)
3.65231E+03	4.10726E+03	4.19621E+02	1.30843E-13	10
1.94595E+04	2.23801E+04	2.05405E+03	2.70354E-13	6.0655
6.90539E+04	7.41713E+04	8.37707E+03	3.73895E-12	3.679
1.35991E+05	1.30410E+05	1.99544E+04	5.24146E-12	2.231
1.90038E+05	1.86579E+05	2.85150E+04	7.53195E-12	1.353
3.15265E+05	2.77975E+05	5.29595E+04	1.52960E-11	0.821
3.60304E+05	3.14835E+05	6.41013E+04	1.79494E-11	0.5
5.83515E+05	4.41004E+05	1.17155E+05	2.14477E-11	0.3025
7.99583E+05	5.77917E+05	1.79861E+05	3.88333E-11	0.183
1.11338E+06	7.85158E+05	2.77142E+05	4.87174E-11	0.111
1.65345E+06	1.11589E+06	4.55644E+05	6.92337E-11	0.06734
2.44119E+06	1.66646E+06	7.38643E+05	1.00809E-10	0.04085
3.70359E+06	2.55385E+06	1.21744E+06	1.65846E-10	0.02478
5.29432E+06	4.02402E+06	1.80480E+06	2.61502E-10	0.01503
8.04627E+06	6.45206E+06	2.76951E+06	4.12486E-10	0.009118
1.25715E+07	1.02392E+07	4.34383E+06	6.54433E-10	0.00553
1.92475E+07	1.58325E+07	6.66198E+06	6.96284E-10	0.0035191
2.95328E+07	2.45103E+07	1.02352E+07	1.78547E-09	0.00223945
4.54649E+07	3.83248E+07	1.57332E+07	2.78463E-09	0.0014251
8.50017E+07	7.30678E+07	2.91493E+07	5.53521E-09	0.000906898
2.05094E+08	1.78462E+08	6.97832E+07	1.42724E-08	0.000367262
4.50246E+08	3.93983E+08	1.52950E+08	3.30754E-08	0.000148728
7.89088E+08	6.92911E+08	2.68385E+08	6.02563E-08	7.55014E-05
1.26965E+09	1.11733E+09	4.34650E+08	1.01464E-07	4.8052E-05
2.14286E+09	1.88374E+09	7.43096E+08	1.79765E-07	2.77E-05
3.53801E+09	3.14891E+09	1.23297E+09	3.07339E-07	1.5968E-05
6.58669E+09	5.85333E+09	2.35154E+09	6.15450E-07	9.877E-06
1.20100E+10	1.01586E+10	4.34857E+09	1.05043E-06	4E-06
1.48857E+10	1.30400E+10	5.42714E+09	1.34086E-06	3.3E-06
1.87880E+10	1.66760E+10	6.87200E+09	1.71000E-06	2.6E-06
2.46500E+10	2.21667E+10	9.02167E+09	2.28333E-06	2.1E-06
3.14800E+10	2.86450E+10	1.14950E+10	2.92900E-06	1.5E-06
3.60467E+10	3.27333E+10	1.31600E+10	3.35267E-06	1.3E-06
3.89259E+10	3.51111E+10	1.42333E+10	3.61481E-06	1.15E-06
3.98462E+10	3.60769E+10	1.45538E+10	3.71000E-06	1.123E-06
4.08077E+10	3.70192E+10	1.49077E+10	3.80192E-06	1.097E-06
4.18846E+10	3.81192E+10	1.52962E+10	3.90385E-06	1.071E-06
4.30000E+10	3.91600E+10	1.57000E+10	4.00400E-06	1.045E-06
4.41250E+10	4.02000E+10	1.61000E+10	4.10292E-06	1.02E-06
4.52500E+10	4.12958E+10	1.65125E+10	4.20833E-06	9.96E-07
4.64545E+10	4.24091E+10	1.69318E+10	4.31455E-06	9.72E-07
4.81000E+10	4.39750E+10	1.75325E+10	4.46750E-06	9.5E-07
5.11167E+10	4.67500E+10	1.86167E+10	4.73333E-06	9.1E-07
5.56000E+10	5.10571E+10	2.02286E+10	5.14143E-06	8.5E-07
6.58065E+10	6.04258E+10	2.38968E+10	6.02710E-06	7.8E-07
8.47200E+10	7.70880E+10	3.07920E+10	7.55120E-06	6.25E-07
1.09700E+11	9.69500E+10	4.03300E+10	9.33500E-06	5E-07
1.35540E+11	1.16740E+11	5.06600E+10	1.13120E-05	4E-07
1.55033E+11	1.31600E+11	5.89000E+10	1.34833E-05	3.5E-07
1.70650E+11	1.43600E+11	6.58500E+10	1.61550E-05	3.2E-07
1.85900E+11	1.55700E+11	7.30000E+10	2.01650E-05	3E-07
2.10400E+11	1.75667E+11	8.52333E+10	3.01233E-05	2.8E-07
2.52833E+11	2.11433E+11	1.08500E+11	5.80000E-05	2.5E-07
3.39750E+11	2.88000E+11	1.62425E+11	1.49250E-04	2.2E-07
5.44750E+11	4.83000E+11	3.07500E+11	4.56250E-04	1.8E-07
1.05175E+12	9.88500E+11	7.05250E+11	1.34900E-03	1.4E-07
1.83350E+12	1.79700E+12	1.36450E+12	2.77950E-03	1E-07
2.51846E+12	2.59154E+12	1.96308E+12	4.18308E-03	8E-08
3.07222E+12	3.24556E+12	2.46111E+12	5.34444E-03	6.7E-08
3.52625E+12	3.78875E+12	2.88250E+12	6.23250E-03	5.8E-08
3.92875E+12	4.29000E+12	3.27500E+12	6.86500E-03	5E-08
4.23143E+12	4.70429E+12	3.59286E+12	7.14143E-03	4.2E-08
4.37200E+12	4.94800E+12	3.76800E+12	7.07200E-03	3.5E-08
4.37400E+12	5.03800E+12	3.81800E+12	6.79600E-03	3E-08
4.23200E+12	4.97200E+12	3.73800E+12	6.25200E-03	2.5E-08
3.89000E+12	4.67600E+12	3.47600E+12	5.44400E-03	2E-08
3.28600E+12	4.04600E+12	2.96400E+12	4.32600E-03	1.5E-08
2.33600E+12	2.94600E+12	2.12000E+12	2.83600E-03	1E-08
9.30400E+11	1.17960E+12	8.35800E+11	9.94800E-04	5E-09

Tabla 8. Flujo integrado (n/cm^2.seg) en función del número de grupo de energía para algunas posiciones , calculado con ANISN. (El primer grupo corresponde a la energía más alta).

Nro. grupo	4.65 cm	12.12 cm	29.09 cm	270.2 cm
1	1.165920E+06	2.083120E+06	1.045120E+05	1.823260E-20
2	2.360350E+06	4.006990E+06	2.285690E+05	5.278890E-20
3	3.704230E+06	6.722740E+06	3.146650E+05	3.713850E-20
4	3.520250E+06	5.690720E+06	3.550480E+05	5.671550E-20
5	4.570090E+06	7.269080E+06	4.784210E+05	9.617870E-20
6	5.878840E+06	9.388920E+06	6.153110E+05	1.637520E-19
7	7.432360E+06	1.199980E+07	7.661910E+05	2.539640E-19
8	2.322480E+07	3.594620E+07	2.558710E+06	1.383370E-18
9	3.365970E+07	5.490810E+07	3.392650E+06	9.778580E-19
10	5.020090E+07	8.195030E+07	4.904350E+06	9.248940E-19
11	7.679880E+07	1.219190E+08	7.676440E+06	1.048980E-18
12	1.189600E+08	1.857860E+08	1.242930E+07	1.609040E-18
13	1.720540E+08	2.604070E+08	1.840970E+07	2.139570E-18
14	2.220140E+08	3.593370E+08	2.176300E+07	2.252830E-18
15	2.913830E+08	4.904240E+08	2.695190E+07	2.313830E-18
16	4.340970E+08	6.531400E+08	4.519870E+07	3.368490E-18
17	5.781110E+08	8.501100E+08	6.195360E+07	3.134690E-18
18	6.147130E+08	1.075300E+09	5.402000E+07	2.469100E-18
19	8.030140E+08	1.359600E+09	7.073210E+07	3.666120E-18
20	1.340970E+09	1.726230E+09	1.605220E+08	5.494670E-18
21	1.710370E+09	2.191740E+09	2.164090E+08	6.498430E-18
22	6.272340E+08	8.326210E+08	7.698620E+07	4.081630E-18
23	1.302290E+09	1.826060E+09	1.512010E+08	9.173070E-18
24	1.943870E+09	3.067740E+09	1.944130E+08	2.067950E-17
25	2.559810E+09	3.550410E+09	2.839890E+08	4.306700E-17
26	3.116030E+09	4.155210E+09	3.591750E+08	7.967290E-17
27	3.525720E+09	4.909750E+09	4.001880E+08	3.863840E-17
28	4.087970E+09	5.295010E+09	4.837630E+08	2.113870E-16
29	4.702610E+09	6.172200E+09	5.568130E+08	5.310050E-17
30	5.089360E+09	6.656660E+09	6.010200E+08	9.673470E-17
31	1.122570E+10	1.489260E+10	1.291320E+09	8.232550E-16
32	1.135570E+10	1.616790E+10	1.185400E+09	3.690910E-15
33	1.100970E+10	1.761430E+10	9.852190E+08	8.320300E-15
34	6.974390E+09	1.035660E+10	6.333100E+08	2.817290E-15
35	9.669810E+09	1.216640E+10	1.038370E+09	1.536140E-16
36	7.227210E+09	1.178430E+10	6.310740E+08	3.671650E-17
37	9.592290E+09	1.270590E+10	9.371390E+08	2.929830E-17
38	1.122550E+10	1.379660E+10	1.161490E+09	2.731530E-17
39	1.180950E+10	1.382770E+10	1.278290E+09	1.869930E-17
40	8.190920E+09	9.594460E+09	9.054980E+08	2.906250E-18
41	2.126960E+09	2.525110E+09	2.375520E+08	4.533130E-21
42	2.117970E+09	2.508110E+09	2.391400E+08	1.788810E-22
43	4.213790E+09	4.915690E+09	4.808790E+08	2.024470E-20
44	8.240430E+09	9.108670E+09	9.632710E+08	1.413080E-17
45	1.248790E+10	1.310470E+10	1.490270E+09	9.781170E-17
46	1.192110E+10	1.279190E+10	1.390700E+09	1.602290E-16
47	1.333920E+10	1.273250E+10	1.724270E+09	3.150770E-16
48	1.289670E+10	1.241340E+10	1.691950E+09	2.351620E-15
49	1.329550E+10	1.375780E+10	1.743280E+09	3.901080E-16
50	1.309520E+10	1.311720E+10	1.767830E+09	5.538990E-16
51	1.295150E+10	1.260530E+10	1.793090E+09	1.210490E-15
52	1.339720E+10	1.281590E+10	1.887930E+09	7.128690E-16
53	1.313310E+10	1.296250E+10	1.866680E+09	1.111150E-15
54	1.273900E+10	1.251040E+10	1.839410E+09	3.037240E-15
55	1.221200E+10	1.100440E+10	1.821820E+09	8.813320E-14
56	1.258880E+10	1.282220E+10	1.836770E+09	6.631440E-15
57	1.241530E+10	1.238080E+10	1.839050E+09	3.527300E-15
58	1.205290E+10	1.149500E+10	1.822480E+09	6.588920E-15
59	2.258320E+10	1.953910E+10	3.552700E+09	1.659770E-13
60	9.046670E+09	7.738430E+09	1.450260E+09	2.925430E-13
61	1.278270E+10	1.208770E+10	2.019540E+09	2.588240E-14
62	1.090080E+10	1.078080E+10	1.712890E+09	4.209860E-15
63	1.102630E+10	1.163810E+10	1.700740E+09	2.341550E-15
64	1.110400E+10	1.205650E+10	1.693260E+09	2.209380E-15
65	1.087220E+10	1.131380E+10	1.670820E+09	2.536810E-15
66	1.060580E+10	1.044750E+10	1.654830E+09	2.507090E-15
67	1.041530E+10	1.001240E+10	1.638390E+09	2.644580E-15
68	1.017040E+10	9.552000E+09	1.617450E+09	2.893210E-15
69	1.002730E+10	9.369950E+09	1.602560E+09	3.412680E-15
70	9.854410E+09	9.076910E+09	1.589340E+09	4.133060E-15
71	9.636440E+09	8.748710E+09	1.571610E+09	4.724300E-15
72	9.433240E+09	8.423420E+09	1.556860E+09	1.002290E-14
73	9.251010E+09	8.159470E+09	1.540860E+09	2.890270E-14
74	1.747270E+10	1.347600E+10	3.029010E+09	2.254560E-12
75	1.657650E+10	1.249360E+10	2.965840E+09	1.069810E-11
76	8.141980E+09	6.782910E+09	1.462800E+09	1.121410E-13
77	7.997940E+09	6.718910E+09	1.450490E+09	2.818640E-14
78	1.584930E+10	1.432460E+10	2.863430E+09	2.391020E-14
79	1.533470E+10	1.346250E+10	2.816140E+09	1.369090E-14
80	1.741160E+09	1.491860E+09	3.229740E+08	1.317930E-15
81	6.555020E+08	5.599350E+08	1.217990E+08	4.938120E-16
82	1.356850E+09	1.156390E+09	2.524790E+08	1.014420E-15
83	3.718180E+09	3.151280E+09	6.945240E+08	2.700990E-15
84	7.354820E+09	6.222130E+09	1.381080E+09	5.132070E-15
85	1.434270E+10	1.198240E+10	2.722330E+09	9.133950E-15
86	6.990050E+09	5.676920E+09	1.349350E+09	4.144720E-15
87	6.861560E+09	5.500770E+09	1.339130E+09	3.909310E-15
88	6.741590E+09	5.353480E+09	1.330140E+09	3.480000E-15
89	6.626170E+09	5.215630E+09	1.321740E+09	3.221160E-15
90	6.534370E+09	5.156450E+09	1.314040E+09	3.013140E-15
91	6.451460E+09	5.050460E+09	1.309650E+09	3.221620E-15
92	6.330290E+09	4.907640E+09	1.300330E+09	4.053210E-15
93	6.208590E+09	4.759790E+09	1.290910E+09	4.810790E-15
94	6.097790E+09	4.587180E+09	1.285590E+09	5.054900E-15

95	5.995220E+09	4.517230E+09	1.277090E+09	4.895510E-15
96	5.912690E+09	4.436700E+09	1.273440E+09	4.701090E-15
97	5.837370E+09	4.434420E+09	1.267060E+09	4.584890E-15
98	5.770400E+09	4.406280E+09	1.261710E+09	4.853160E-15
99	5.680300E+09	4.287730E+09	1.255150E+09	4.774330E-15
100	5.556440E+09	4.091850E+09	1.247420E+09	4.480710E-15
101	5.501020E+09	4.089020E+09	1.244610E+09	4.554940E-15
102	1.336560E+10	9.849400E+09	3.084370E+09	1.102780E-14
103	1.280480E+10	9.200720E+09	3.049190E+09	1.013170E-14
104	4.762530E+09	3.452900E+09	1.153130E+09	3.822330E-15
105	3.688530E+09	2.732130E+09	8.972090E+08	3.140240E-15
106	9.707870E+09	7.176300E+09	2.388120E+09	8.251590E-15
107	6.348590E+09	4.626350E+09	1.587150E+09	5.454720E-15
108	1.617910E+10	1.174050E+10	4.140070E+09	1.434330E-14
109	6.731240E+09	4.868010E+09	1.760680E+09	5.930380E-15
110	1.092860E+10	7.917830E+09	2.911880E+09	1.017350E-14
111	1.062110E+10	7.685810E+09	2.889570E+09	1.002250E-14
112	1.424390E+10	1.018930E+10	3.997090E+09	1.278950E-14
113	5.995670E+09	4.454150E+09	1.706910E+09	5.783140E-15
114	8.684350E+09	6.529680E+09	2.493920E+09	8.636460E-15
115	4.181550E+09	3.096340E+09	1.211720E+09	4.097450E-15
116	2.724560E+09	2.017450E+09	7.924630E+08	2.820020E-15
117	3.801330E+09	2.820000E+09	1.109970E+09	3.919760E-15
118	1.886890E+09	1.402940E+09	5.531850E+08	1.960740E-15
119	1.878770E+09	1.397870E+09	5.521700E+08	1.957580E-15
120	5.582300E+09	4.162690E+09	1.649090E+09	5.829050E-15
121	9.130950E+09	6.847880E+09	2.722650E+09	9.606770E-15
122	1.765560E+10	1.341760E+10	5.349730E+09	1.896740E-14
123	1.700590E+10	1.311630E+10	5.242480E+09	1.870570E-14
124	1.639030E+10	1.288510E+10	5.119810E+09	1.835750E-14
125	1.592230E+10	1.269890E+10	5.028000E+09	1.827800E-14
126	1.552930E+10	1.252480E+10	4.962550E+09	1.801950E-14
127	1.516180E+10	1.244440E+10	4.872700E+09	1.799080E-14
128	8.952190E+09	7.411120E+09	2.887380E+09	1.055180E-14
129	5.922960E+09	4.923390E+09	1.913140E+09	6.422940E-15
130	5.879390E+09	4.909500E+09	1.901140E+09	5.705550E-15
131	5.841100E+09	4.898900E+09	1.890000E+09	4.269210E-15
132	2.906900E+09	2.444180E+09	9.409500E+08	2.721390E-15
133	2.896390E+09	2.442120E+09	9.375300E+08	3.342620E-15
134	5.763140E+09	4.875070E+09	1.865680E+09	7.280680E-15
135	5.732410E+09	4.869160E+09	1.855070E+09	7.300670E-15
136	1.415290E+10	1.212400E+10	4.573540E+09	1.800790E-14
137	1.398520E+10	1.207470E+10	4.507290E+09	1.799470E-14
138	1.386880E+10	1.203410E+10	4.455890E+09	1.814490E-14
139	1.370330E+10	1.198890E+10	4.384910E+09	1.822810E-14
140	1.358600E+10	1.194440E+10	4.329320E+09	1.836210E-14
141	1.347760E+10	1.190550E+10	4.275970E+09	1.854640E-14
142	1.338100E+10	1.187600E+10	4.225010E+09	1.862400E-14
143	1.329070E+10	1.183480E+10	4.177900E+09	1.875530E-14
144	1.319370E+10	1.177810E+10	4.132080E+09	1.887410E-14
145	1.308600E+10	1.170520E+10	4.088070E+09	1.900390E-14
146	1.301140E+10	1.169970E+10	4.048150E+09	1.913810E-14
147	1.279430E+10	1.138070E+10	4.007870E+09	1.926380E-14
148	1.276590E+10	1.161020E+10	3.970270E+09	1.939870E-14
149	1.261340E+10	1.135790E+10	3.934180E+09	1.952750E-14
150	1.252630E+10	1.137950E+10	3.899530E+09	1.966040E-14
151	1.246810E+10	1.134220E+10	3.874570E+09	1.963160E-14
152	1.179930E+10	1.043720E+10	3.748670E+09	1.951050E-14
153	1.230990E+10	1.128750E+10	3.905450E+09	2.055880E-14
154	1.149630E+10	1.015070E+10	3.769520E+09	2.019950E-14
155	1.142060E+10	1.061230E+10	3.738450E+09	2.032690E-14
156	1.132730E+10	1.053380E+10	3.709560E+09	2.046470E-14
157	1.124120E+10	1.043260E+10	3.687470E+09	2.062010E-14
158	1.050560E+10	9.098220E+09	3.648490E+09	2.072580E-14
159	1.040270E+10	9.796370E+09	3.619690E+09	2.085300E-14
160	1.034500E+10	9.845220E+09	3.589980E+09	2.098040E-14
161	1.031110E+10	9.781250E+09	3.570650E+09	2.119660E-14
162	1.042390E+10	9.914850E+09	3.593940E+09	2.146140E-14
163	1.003580E+10	9.531660E+09	3.446990E+09	2.098730E-14
164	1.016110E+10	9.654620E+09	3.475210E+09	2.146730E-14
165	1.010600E+10	9.576760E+09	3.447450E+09	2.158270E-14
166	1.004180E+10	9.497770E+09	3.421420E+09	2.169680E-14
167	9.981710E+09	9.451000E+09	3.394190E+09	2.178460E-14
168	9.918610E+09	9.384980E+09	3.368100E+09	2.188600E-14
169	9.858080E+09	9.300820E+09	3.348370E+09	2.207600E-14
170	6.761750E+10	9.675920E+10	1.540130E+10	2.056540E-13
171	3.333630E+11	3.228290E+11	2.533170E+11	2.858660E-12

Tabla 9. Flujo integrado (n/cm^2.seg) en función del número de grupo de energía para algunas posiciones, calculado con CITVAP. (El primer grupo corresponde a la energía más alta).

Nro. grupo	4.65 cm	12.12 cm	29.09 cm	270.2 cm
1	1.4370E+10	1.6160E+10	1.6510E+09	5.1480E-07
2	4.6440E+10	5.3410E+10	4.9020E+09	6.4520E-07
3	9.9990E+10	1.0740E+11	1.2130E+10	5.4140E-06
4	1.1940E+11	1.1450E+11	1.7520E+10	4.6020E-06
5	1.0110E+11	9.9260E+10	1.5170E+10	4.0070E-06
6	1.0120E+11	8.9230E+10	1.7000E+10	4.9100E-06
7	7.1160E+10	6.2180E+10	1.2660E+10	3.5450E-06
8	6.9730E+10	5.2700E+10	1.4000E+10	2.5630E-06
9	5.7570E+10	4.1610E+10	1.2950E+10	2.7960E-06
10	4.8610E+10	3.4280E+10	1.2100E+10	2.1270E-06
11	4.3800E+10	2.9560E+10	1.2070E+10	1.8340E-06
12	3.9230E+10	2.6780E+10	1.1870E+10	1.6200E-06
13	3.6110E+10	2.4900E+10	1.1870E+10	1.6170E-06
14	3.1300E+10	2.3790E+10	1.0670E+10	1.5460E-06
15	2.8870E+10	2.3150E+10	9.9370E+09	1.4800E-06
16	2.5280E+10	2.0590E+10	8.7350E+09	1.3160E-06
17	2.4630E+10	2.0260E+10	8.5250E+09	8.9100E-07
18	2.4050E+10	1.9960E+10	8.3350E+09	1.4540E-06
19	2.3560E+10	1.9860E+10	8.1530E+09	1.4430E-06
20	4.5870E+10	3.9430E+10	1.5730E+10	2.9870E-06
21	4.4820E+10	3.9000E+10	1.5250E+10	3.1190E-06
22	3.2970E+10	2.8850E+10	1.1200E+10	2.4220E-06
23	2.1660E+10	1.9020E+10	7.3670E+09	1.6540E-06
24	2.5840E+10	2.2740E+10	8.8460E+09	2.0650E-06
25	2.5140E+10	2.2100E+10	8.7180E+09	2.1090E-06
26	2.1550E+10	1.9180E+10	7.5100E+09	1.8720E-06
27	3.8710E+10	3.4400E+10	1.3820E+10	3.6170E-06
28	8.4070E+09	7.1110E+09	3.0440E+09	7.3530E-07
29	1.0420E+10	9.1280E+09	3.7990E+09	9.3860E-07
30	9.3940E+09	8.3380E+09	3.4360E+09	8.5500E-07
31	1.4790E+10	1.3300E+10	5.4130E+09	1.3700E-06
32	6.2960E+09	5.7290E+09	2.2990E+09	5.8580E-07
33	5.4070E+09	4.9100E+09	1.9740E+09	5.0290E-07
34	1.0510E+09	9.4800E+08	3.8430E+08	9.7600E-08
35	1.0360E+09	9.3800E+08	3.7840E+08	9.6460E-08
36	1.0610E+09	9.6250E+08	3.8760E+08	9.8850E-08
37	1.0890E+09	9.9110E+08	3.9770E+08	1.0150E-07
38	1.0750E+09	9.7900E+08	3.9250E+08	1.0010E-07
39	1.0590E+09	9.6480E+08	3.8640E+08	9.8470E-08
40	1.0860E+09	9.9110E+08	3.9630E+08	1.0100E-07
41	1.0220E+09	9.3300E+08	3.7250E+08	9.4920E-08
42	1.9240E+09	1.7590E+09	7.0130E+08	1.7870E-07
43	3.0670E+09	2.8050E+09	1.1170E+09	2.8400E-07
44	3.8920E+09	3.5740E+09	1.4160E+09	3.5990E-07
45	1.0200E+10	9.3660E+09	3.7040E+09	9.3420E-07
46	1.0590E+10	9.6360E+09	3.8490E+09	9.4390E-07
47	1.0970E+10	9.6950E+09	4.0330E+09	9.3350E-07
48	6.7770E+09	5.8370E+09	2.5330E+09	5.6560E-07
49	4.6510E+09	3.9480E+09	1.7670E+09	4.0450E-07
50	3.4130E+09	2.8720E+09	1.3170E+09	3.2310E-07
51	3.7180E+09	3.1140E+09	1.4600E+09	4.0330E-07
52	6.3120E+09	5.2700E+09	2.5570E+09	9.0370E-07
53	7.5850E+09	6.3430E+09	3.2550E+09	1.7400E-06
54	1.3590E+10	1.1520E+10	6.4970E+09	5.9700E-06
55	2.1790E+10	1.9320E+10	1.2300E+10	1.8250E-05
56	4.2070E+10	3.9540E+10	2.8210E+10	5.3960E-05
57	3.6670E+10	3.5940E+10	2.7290E+10	5.5590E-05
58	3.2740E+10	3.3690E+10	2.5520E+10	5.4380E-05
59	2.7650E+10	2.9210E+10	2.2150E+10	4.8100E-05
60	2.8210E+10	3.0310E+10	2.3060E+10	4.9860E-05
61	3.1430E+10	3.4320E+10	2.6200E+10	5.4920E-05
62	2.9620E+10	3.2930E+10	2.5150E+10	4.9990E-05
63	2.1860E+10	2.4740E+10	1.8840E+10	3.5360E-05
64	2.1870E+10	2.5190E+10	1.9090E+10	3.3980E-05
65	2.1160E+10	2.4860E+10	1.8690E+10	3.1260E-05
66	1.9450E+10	2.3380E+10	1.7380E+10	2.7220E-05
67	1.6430E+10	2.0230E+10	1.4820E+10	2.1630E-05
68	1.1680E+10	1.4730E+10	1.0600E+10	1.4180E-05
69	4.6520E+09	5.8980E+09	4.1790E+09	4.9740E-06

ANEXO 1. ALGUNAS REFLEXIONES SOBRE LA INFLUENCIA DE CIERTOS PARÁMETROS EN LOS RESULTADOS DEL CÁLCULO

Se realizaron varias pruebas previas a la elección del modelo de cálculo que finalmente fue elegido, tendientes a evaluar las limitaciones del modelo unidimensional.

Las conclusiones a las que se arribó pueden resumirse de la siguiente manera:

Dadas las dimensiones reales del sistema que se está describiendo, un cálculo unidimensional (1-D) cilíndrico puro produce resultados erróneos en la evaluación del flujo en la dirección radial, al no tener en cuenta las fugas axiales. En este sentido, no es posible usar WIMS para un cálculo de transporte de todo el reactor, ya que no tiene la posibilidad de tener en cuenta las fugas (en el nivel en el que calcula la celda heterogénea).

Un cálculo de WIMS-CITVAP, en el que se utiliza WIMS sólo para generar las secciones eficaces de los diferentes materiales requeridas por CITVAP, utilizando para este último un modelo de reactor bidimensional (r-z), mostró que los resultados son equivalentes a los que se obtienen con un modelo 1-D al que se le agrega un buckling asociado a la dimensión axial.

ANISN contempla también esta opción, 1-D más buckling axial. El parámetro BF (buckling factor) requerido por este código, cuyo valor recomendado de 1.420982 equivale a agregar una distancia de extrapolación para vacío, no se ha usado acá, ya que se usó un ahorro por reflector incluido directamente en el valor del buckling, poniendo entonces BF=0.

En lo que se refiere a la fuente de neutrones que debe entrarse explícitamente en el caso de ANISN, ésta se calcula con GENSOU, y resulta automáticamente bien normalizada al valor de la potencia elegida, si GENSOU está normalizado a ese valor, en cuyo caso debe considerarse XNF=0. Si, en cambio, se elige la opción de normalizar la fuente al valor de potencia deseado directamente en ANISN, debe darse a XNF un valor igual al número de neutrones por segundo, y por cm2, cm o cm3, según se trate de un caso plano, cilíndrico o esférico. Este valor de XNF coincide con el de GENSOU si en ambos la normalización de la fuente es la misma.

Debe recordarse también que ANISN (usado en el entorno de MTR_PC) está automatizado para ser usado con VITAMIN-C a 207 grupos, 171n + 36g. Esto es, en ese modo de cálculo no queda otra alternativa que entrar una fuente completa de neutrones y gamma. Por lo tanto si uno quiere tener sólo neutrones y en todo caso fotones de estos neutrones, debe anular la fuente gamma, cosa que aunque algo incómoda es realizable a mano. En este caso el XNF estaría dado sólo por los neutrones y puede calcularse en base al valor aproximado de ν de 2.44. El XNF reportado por GENSOU (que ya se dijo es correcto) suma neutrones y fotones.

CITVAP, en cambio, normaliza la fuente automáticamente con el producto ***Efis.SIGMA fis*** y es por lo tanto consistente con la Efis de WIMS. Ambas normalizaciones (de fuente fija y de autovalores) resultaron finalmente equivalentes.

Por último, el tema de las cuadraturas, necesario para resolver el problema de transporte en la aproximación de ordenadas discretas, SN, está todavía abierto, y hemos verificado algunas inconsistencias en los datos que existen disponibles en la literatura.

ANEXO 2. DATOS DE ENTRADA PARA WIMS. MODELO DE TODO EL REACTOR

```
 *CELDA DEL RA1. Comp/comb con brea. Masa U235 tipo Manabu.
 * Con renormalizacion por ausencia de azufre en la biblioteca.
 * Caso tipo reactor. Corte termico en 0.4 eV (como ANISN).
 * S16 y 69 grupos
 CELL 6
 SEQUENCE 1
 * SEQUENCE 2
 NGROUP 69 2
 NMESH 130
 NREGION 11
 NMATERIAL 11 2
 PREOUT
 INITIATE
 ANNULUS 1  7.6    1      * Grafito central.
 ANNULUS 2  11.8   2      * Combustible cascara interna, con brea.
 ANNULUS 3  12.43  3      * Cascara de agua (pos. de irradiacion).
 ANNULUS 4  16.6   4      * Combustible cascara externa, con brea.
 ANNULUS 5  17.6   5      * Agua interfase con grafito externo.
 ANNULUS 6  25.35  6      * Grafito antes del tanque.
 ANNULUS 7  25.75  7      * Pared del tanque (aluminio).
 ANNULUS 8  65.75  8      * Grafito despues del tanque.
 ANNULUS 9  69.75  9      * Cascara cilindrica de plomo.
 ANNULUS 10 260.0  10     * Hormigon.
 ANNULUS 11 280.0  11     * Aire.
 MATERIAL 1 1.6  293  3  12 100.0
 MATERIAL 2 -1  293 1 2238.4 8.81769E-4 235.4 2.23266E-4 16 0.0266366 $
 2001  0.0534182  12  9.55137E-3  14  6.8629E-5  27  6.10884E-3       $
 3239.1   1.0E-20
 MATERIAL 3 0.9981    293 3 16 88.811 2001 11.189
 MATERIAL 4 -1  293 1 2238.4 8.81769E-4 235.4 2.23266E-4 16 0.0266366 $
 2001  0.0534182  12  9.55137E-3  14  6.8629E-5  27  6.10884E-3       $
 3239.1   1.0E-20
 MATERIAL 5 0.9981    293 2 16 88.811 2001 11.189
 MATERIAL 6 1.6  293  3  12 100.0
 MATERIAL 7 2.7  293 4 27 100.0
 MATERIAL 8 1.6  293 4 12 100.0
 MATERIAL 9 11.36  293 4 207 100.0
 * Al hormigon no se le ha puesto ni potasio ni calcio, que
 * WIMS no tiene en su biblioteca.
 MATERIAL 10 -1 293 4  2001 1.32E-02  23 9.22E-04  56  3.32E-04 16  $
 4.38E-02  29  1.590E-02 27  1.670E-03   12  1.100E-04
 MATERIAL 11 0.00014  293  4  16  100.0
 *FEWGROUPS 2 5 10 15 23 24 26 27 31 36 39 45 47 53 56 60 63 66 69
FEWGROUPS 1  2  3  4  5  6  7  8  9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 $
       21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 $
       41 42 43 44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 $
       61 62 63 64 65 66 67 68 69
*SUPPRESS 1 0 1 1 1  1 1 1 1 1  1 0 0 0 0  -1
 MESH 8 5 2 5 2 10 2 40 6  39 10
 S 8
 BUCKLING  1.0E-03 4.400E-04
* Potencia= 40 kW  -  Masa inicial de combustible= 13 g de U235/EC
* 40 kW/14.82 kg de (U235+U238).
 POWER 1 2.69905533  0.0 2
 BEGINC
 SIGPUNCH
*THERMAL 6
 THERMAL 22
 LEAKAGE 6
 BUCKLING  1.0E-03 4.400E-04
 DIFFUSION 2
 BEGINC
 POWERC  0  0   0   1
 BEGINC
 BEGINC
```

ANEXO 3.1. DATOS DE ENTRADA PARA ANISN

```
RA1  react cilindrico.
15$$
1               ID    PROBLEM ID NO.
0               ITH   0/1 = REG./ADJ.
3               ISCT  ORDER OF SCATTERING
8               ISN   QUADRATURE ORDER
2               IGE   1/2/3 = PLA/CYL/SPH
1               IBL   0/1/2/3 = NO REFL/REFL/PER/WHITE
0               IBR   RT. B.C. SAME AS LEFT B.C.,IBL
11               IZM   NO. OF ZONES
130              IM    NO. OF INTERVALS
0               IEVT  0/1/2/3/4/5/6=Q/K/ALPHA/C/Z/R/H
207              IGM   NO. OF GROUPS
6               IHT   POS. OF SIGMA T
7               IHS   POS. OF SIGMA GG
213              IHM   TABLE LENGTH
120              MS    MIXING TABLE LENGTH
0               MCR   NO. MATLS. FROM CARDS
52               MTP   NO. MATLS. FROM LIB TAPE
80               MT    NO. OF MATLS.
0               IDFM  0/1=NONE/DENSITY FACTORS(21*)
0               IPVT  0/1/2=NONE/K/ALPHA
1               IQM   0/1=NONE/DIST. SOURCE
0               IPM   0/1/IM=NONE/S(MM,IPP)/S(MM,IM),I7
0               IPP   INTERVAL OF SHELL SOURCE
30               IIM   INNER ITER. MAX.
0               ID1   0/1/2/3=NO/PRNT ND/PNCH N/BOTH
0               ID2   0/1/2=NO/X-SEC TAPE/PREV
0               ID3   0/N=NO/N ACT. BY ZONE
0               ID4   0/1=NO/N ACT. BY INT.
1               ICM   OUTER ITER. MAX.
0               IDAT1 0/1/2=NO/MIN/MAX TAPE
0               IDAT2 0/1=NO/DIFFUSION(24$)
0               IFG   0/1=NO/FEW GRP.
0               IFLU  0/1/2=BOTH/LINEAR/STEP
1               IFN   0/1/2=INPUT 2*/3*/PREV. CASE
1               IPRT  0/1 = PRINT X-SEC/DO NOT
0               IXTR  0/1=CALC/READ P-L CONSTANTS
16**
0.0              EV    EIGENVALUE GUESS
0.0              EVM   EIGENVALUE MODIFIER
1.0E-4             EPS   PRECISION DESIRED
0.0              BF    BUCKLING FACTOR
0.0              DY    CYL OR PLA HEIGHT
0.0              DZ    PLANE DEPTH
0.0              DFM1  HT. FOR VOID CORR.
0.0              XNF   NORM. FACTOR
0.0              PV    IPVT=1/2 - K/ALPHA
0.5              RYF   LAMBDA2 RELAXATION
1.0E-4             XLAL  PT CNVRG EPS. IF .NE.0
0.0              XLAH  1-LAMBDA MAX.-SEARCH
0.0              EQL   EV CHANGE EPS.-SEARCH
0.0              XNPM  NEW PARAM. MOD.-SEARCH
T
   13$$
     1   2   3   4  19  20  21  22  25  26  27  28  31  32  33  34
    37  38  39  40  43  44  45  46  85  86  87  88  91  92  93  94
   115 116 117 118 139 140 141 142 151 152 153 154 157 158 159 160
   163 164 165 166   T
 17**
(Acá va la fuente generada por GENSOU, cuyos datos de entrada figuran en el Anexo que sigue)
.....
```

```
3**  F 0.0  T
1**  F 0.0
4**
0.0 2.6870 3.8000 4.6540 5.3740 6.0083 6.5818 7.1091 7.6000 8.6056
   9.5054 10.327 11.088 11.800 12.119 12.430 13.368 14.245 15.071
   15.854 16.600 17.107 17.600 18.522 19.399 20.239 21.045 21.822
   22.572 23.297 24.001 24.685 25.350 25.551 25.750 27.469 29.087
   30.620 32.079 33.475 34.815 36.105 37.351 38.556 39.725 40.860
   41.965 43.041 44.092 45.117 46.120 47.102 48.063 49.006 49.931
   50.839 51.731 52.608 53.470 54.319 55.155 55.978 56.790 57.590
   58.379 59.157 59.925 60.684 61.433 62.174 62.905 63.628 64.343
   65.050 65.750 66.433 67.110 67.780 68.443 69.099 69.750 80.209
   89.453 97.827 105.54 112.73 119.48 125.87 131.95 137.77 143.35
   148.72 153.90 158.91 163.78 168.50 173.09 177.56 181.92 186.18
   190.35 194.42 198.42 202.33 206.17 209.94 213.64 217.28 220.86
   224.38 227.85 231.27 234.63 237.95 241.23 244.45 247.64 250.79
   253.90 256.97 260.00 262.07 264.12 266.16 268.18 270.19 272.18
   274.15 276.12 278.06 280.00
5**  F 0.0
6**  0.0       0.0604938  0.0453704  0.0453704  0.0604938
    0.0604938  0.0453704  0.0453704  0.0604938  0.0
    0.0453704  0.0462962  0.0453704  0.0453704  0.0462962
    0.0453704  0.0        0.0453704  0.0453704  0.0453704
    0.0453704  0.0        0.0604938  0.0604938
7** -0.975900  -0.9511897 -0.7867958 -0.5773503 -0.2182179
    0.2182179  0.5773503  0.7867958  0.9511897 -0.8164965
   -0.7867958 -0.5773503 -0.2182179  0.2182179  0.5773503
    0.7867958 -0.6172134 -0.5773503 -0.2182179  0.2182179
    0.5773503 -0.3086067 -0.2182179  0.2182179
8$$
 8R 1 5R 2 2R 3 5R 4 2R 5 10R 6 2R 7 40R 8 6R 9 40R 10 10R 11
9$$
  77  53  57  53  57  77  73  77  69  61  65
10$$
    53  54  55  56   53  54  55  56   53  54  55  56   53  54  55  56
    53  54  55  56   53  54  55  56   53  54  55  56   53  54  55  56
    57  58  59  60   57  58  59  60   57  58  59  60
    61  62  63  64   61  62  63  64   61  62  63  64   61  62  63  64
    61  62  63  64   61  62  63  64   61  62  63  64   61  62  63  64
    61  62  63  64   61  62  63  64
    65  66  67  68   65  66  67  68   65  66  67  68
    69  70  71  72   69  70  71  72
    73  74  75  76   73  74  75  76
    77  78  79  80   77  78  79  80
11$$
     0   0   0   0    1   2   3   4   17  18  19  20   21  22  23  24
    25  26  27  28   33  34  35  36   41  42  43  44   49  50  51  52
     0   0   0   0    1   2   3   4   33  34  35  36
     0   0   0   0    1   2   3   4    5   6   7   8    9  10  11  12
    13  14  15  16   33  34  35  36   37  38  39  40   41  42  43  44
    45  46  47  48   49  50  51  52
     0   0   0   0   25  26  27  28   33  34  35  36
     0   0   0   0   29  30  31  32
     0   0   0   0   41  42  43  44
     0   0   0   0   49  50  51  52
 12**
     4R 0.0          4R 5.342E-02    4R 2.233E-04    4R 8.818E-04
     4R 6.863E-05    4R 2.664E-02    4R 6.109E-03    4R 9.551E-03
     4R 0.0          4R 6.673E-02    4R 3.337E-02
     4R 0.0          4R 1.320E-02    4R 9.220E-04    4R 1.460E-03
     4R 3.320E-04    4R 4.380E-02    4R 1.590E-02    4R 1.670E-03
     4R 4.410E-04    4R 1.100E-04
     4R 0.0          4R 0.001E-06    4R 5.270E-06
     4R 0.0          4R 3.303E-02
     4R 0.0          4R 6.109E-03
     4R 0.0          4R 8.029E-02
19$$  11R 3
T
```

ANEXO 3.2. - DATOS DE ENTRADA PARA GENSOU

RA1 - Caso RA1_003. Fuente nula en cascarita de agua (tipo fi term).
0
171 36 2 130 0 0 1.0 1.0 1
0.0 2.6870 3.8000 4.6540 5.3740 6.0083 6.5818 7.1091 7.6000 8.6056
9.5054 10.327 11.088 11.800 12.119 12.430 13.368 14.245 15.071
15.854 16.600 17.107 17.600 18.522 19.399 20.239 21.045 21.822
22.572 23.297 24.001 24.685 25.350 25.551 25.750 27.469 29.087
30.620 32.079 33.475 34.815 36.105 37.351 38.556 39.725 40.860
41.965 43.041 44.092 45.117 46.120 47.102 48.063 49.006 49.931
50.839 51.731 52.608 53.470 54.319 55.155 55.978 56.790 57.590
58.379 59.157 59.925 60.684 61.433 62.174 62.905 63.628 64.343
65.050 65.750 66.433 67.110 67.780 68.443 69.099 69.750 80.209
89.453 97.827 105.54 112.73 119.48 125.87 131.95 137.77 143.35
1487.2 153.90 158.91 163.78 168.50 173.09 177.56 181.92 186.18
190.35 194.42 198.42 202.33 206.17 209.94 213.64 217.28 220.86
224.38 227.85 231.27 234.63 237.95 241.23 244.45 247.64 250.79
253.90 256.97 260.00 262.07 264.12 266.16 268.18 270.19 272.18
274.15 276.12 278.06 280.00
16
0.0 7.355 7.70 8.103 9.056 9.916 10.71 11.44 11.96
12.27 12.43 12.90 13.81 14.66 15.46 16.23 16.6
0.0001 0.0001 1.1646 1.1646 1.1646 1.1646 1.1646 1.1646 0.0000001
0.0000001 0.0001 1.1646 1.1646 1.1646 1.1646 1.1646 0.0001
10
9 10 11 12 13 16 17 18 19 20

ANEXO 4 - DATOS DE ENTRADA PARA CITVAP

```
Nucleo RA1. Cilindrico unidimensional, CON BUCKLING A 69 GP. 3/07/98.
Combustible con brea, comparacion ANISN.
^^ Sec 1 NGC 6 1   ITMX 1 500   NGC 7 1  IEDG 10 1
^^ Sec 3 Geom R  power 7.4074E-04 core fraction 1 boundary cond 0 0
^^ sec 4 *
* Reflector central de grafito.
    1 2.687 *
    7 4.193 *
* Combustible, agua de irrad y combustible.
    5 4.2   *
    2 0.63  *
    5 4.17  *
* Agua exterior.
    2 1.0   *
* Grafito.
    12 7.75 *
* Aluminio tanque.
    2 0.4   *
* Grafito exterior.
    40 40.0 *
* Plomo.
    6 4.0   *
* Hormigon.
    40 191.0 *
* Aire.
    10 20.0
^^ Sec 5 *
 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12
*
^^ library = RA1_69
^^ sec 8 group from library
* Materiales :
*
^^ fuel ELEMENT = 3         key=NUC_HOM
^^ fuel ELEMENT = 5         key=NUC_HOM
*
^^ material = 1             key=GRAFITO
^^ material = 2             key=GRAFITO
^^ material = 4             key=H2O
^^ material = 6             key=H2O
^^ material = 7             key=GRAFITO
^^ material = 8             key=ALUM
^^ material = 9             key=GRAFITO
^^ material = 10             key=PLOMO
^^ material = 11             key=HORMIGON
^^ material = 12             key=AIRE
*
^^ FISSION SPECT FROM LIBRARY
^^ SEC 24  2.0E-03
999
^^ PLOT ON FILE RA1.PLT
^^ CALCULATE
```

Prevención de accidentes de criticidad en instalaciones relevantes argentinas

Waldman, R.M. y Canavese, S.I.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

PREVENCIÓN DE ACCIDENTES DE CRITICIDAD EN INSTALACIONES RELEVANTES ARGENTINAS

Waldman, R.M. y Canavese, S.I.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

En las llamadas instalaciones relevantes, donde se manipula o procesa material físil, cuando la masa del mismo es mayor que la mínima masa crítica, existe un riesgo potencial de que se produzca un accidente de criticidad. En este accidente se produce una liberación importante de energía, parte en forma de radiación gamma y emisión de neutrones rápidos que produce un aumento en el riesgo radiológico para las personas expuestas. De ahí la necesidad de un estudio que permita estimar la dosis que podrían recibir las personas potencialmente expuestas en instalaciones relevantes en la Argentina.

2. EVALUACIÓN DE LAS CONSECUENCIAS RADIOLÓGICAS

Para la evaluación de las consecuencias radiológicas de un accidente de criticidad es necesario:

- Caracterizar al termino fuente.
- Evaluar la atenuación de la radiación durante su propagación.
- Determinar las consecuencias radiológicas en puntos de interés.

La caracterización del término fuente se obtiene del conocimiento del sistema multiplicativo y de la evolución de la potencia (cuya integral es proporcional al número total de fisiones).

La evolución de potencia depende de los fenómenos de realimentación. Estos tienen origen en los siguientes fenómenos:

- Aumento de temperatura de los materiales.
- Ebullición en las soluciones (subsaturada o saturada).
- Formación de gases de radiólisis, (principalmente hidrógeno, etc.).
- Cambio de geometría (por fusión de materiales físiles sólidos, por deformaciones plásticas, por expulsión de solución, etc.).

La atenuación durante la propagación de la radiación depende de:

- La presencia del efecto cielo, piso o paredes.
- La presencia de blindajes.
- La geometría y materiales presentes en la instalación.
- La transferencia de productos de fisión gaseosos y aerosoles al ambiente.
- La propagación y deposición de productos de fisión radiactivos.

Las consecuencias radiológicas dependen de las dosis directa e indirecta que reciben los individuos expuestos. Para estimarlas es necesario conocer:

- Los espectros de neutrones y radiación gamma.
- Los factores dosimétricos para las radiaciones directa o indirecta.

3. ANÁLISIS DE UN ACCIDENTE DE CRITICIDAD

El estudio de los mecanismos que desencadena un accidente de criticidad, permite adoptar medidas para prevenir, limitar la frecuencia de ocurrencia y mitigar las posibles consecuencias radiológicas.

El número de fisiones producidos durante el primer pico de potencia es útil para definir los dosímetros a utilizar y el umbral de actuación para las alarmas de criticidad. Los parámetros que caracterizan a la evolución del accidente (duración, potencia, tasa de dosis en diferentes lugares) permiten definir las zonas de una hipotética evacuación y la estrategia de intervención.

La evacuación inmediata del personal luego de que se produjo el disparo de la alarma, demostró ser una forma efectiva de reducir la exposición a la radiación.

La estimación de las posibles consecuencias radiológicas de un accidente de criticidad se ha dividido en 4 etapas:

- Análisis de los accidentes ocurridos en instalaciones del ciclo del combustible similares a las existentes en la Argentina.
- Análisis de los resultados experimentales obtenidos en sistemas críticos (por ejemplo resultados de las experiencias SPERT y CABRI en reactores nucleares, o las CRAC y SILENE en soluciones).
- Evaluaciones obtenidas mediante códigos validados.
- Análisis del diseño, operación y mantenimiento de instalaciones relevantes argentina donde exista mayor riesgo de criticidad.

Hasta el momento se completaron las tres primeras etapas y se encuentra en desarrollo la cuarta.

En este trabajo nos centraremos en el primer punto, es decir, en el análisis de los accidentes en instalaciones del ciclo de combustible, y en especial a dos, pocos conocidos, ocurridos en la ex URSS.

4. ANÁLISIS DE ACCIDENTES OCURRIDOS EN INSTALACIONES DEL CICLO COMBUSTIBLE

Han sido informados de 21 accidentes de criticidad en instalaciones del ciclo combustible, 7 en los EE.UU., 1 en Gran Bretaña y 13 en la ex - URSS. Las únicas consecuencias informadas fueron de índole radiológica.

Una de las causas de estos accidentes, fueron errores humanos. Estos errores estuvieron relacionados con fallas en sistemas (taponamiento de líneas, falta de mantenimiento, etc.), procedimientos inadecuados, violaciones a procedimientos o normas establecidos, o improvisaciones en situaciones anormales por parte de los operadores.

Otra de las causas, a veces sumado a la anterior, fueron diseños que no eran intrínsecamente seguros. En este caso hubo simultáneamente errores en el control cuantitativo, o en el conocimiento de las concentraciones del material físil.

De los 21 accidentes ocurridos uno ocurrió en un sistema de plutonio metálico sin moderar, 2 en sistemas de soluciones de plutonio, 1 en una dilución de hexafloruro de uranio (enriquecido al 22,6%) en aceite y los 17 restantes en soluciones de compuestos de uranio en agua. De estos 17 accidentes, 1 ocurrió con uranio de 6,5% de enriquecimiento y el resto en soluciones con uranio altamente enriquecido.

Las características y consecuencias de estos accidentes se resumen en las **Tablas 1** a **3**. Cabe destacar que:

Las consecuencias radiológicas fueron 7 casos fatales y 19 exposiciones dosis mayores a 1 Gy (ver Tabla 1).

El número total de fisiones fluctuó entre 4 x 10^{19} y 10^{15}. Un valor conservativo para la determinación de las dosis es suponer 10^{18} fisiones. Un accidente de estas características provocaría dosis letales en el personal cercano a la fuente

En los casos en que el accidente presenta una serie de picos de potencia, la contribución a las dosis del primer pico, en algunos casos fue superada por la contribución de los picos posteriores.

Tabla 1: Consecuencias radiológicas de los accidentes de criticidad.

Fecha	Lugar	Consecuencias Radiológicas
15/05/53	Nayak Enterprise –Urales – ex URSS	10 Gy y 1 Gy
21/04/57	Nayak Enterprise -Urales– ex URSS	1 operador muerto y 5 con exposiciones significativas
2/2/58	Nayak Enterprise -Urales– ex URSS	3 muertos y un cuarto perdió la vista.
16/6/58	Y-12 Plant Oak Ridge. EE.UU.	3,65; 3,39; 3,27; 2,70; 2,36; 0,69; 0,69; 0,23 Gy
4-5/12/58	Nayak Enterprise -Urales– ex URSS	Varias exposiciones de 50 mGy.
30/12/58	Recuperación de Plutonio.Los Alamos. EE.UU.	44 Gy (fatal); 1,35 y 0,35 Gy
16/10/59	Planta de procesamiento. Idaho Chem. EE.UU.	0,50 y0,32 Gy (principalmente beta)
25/1/61	Planta de procesamiento. Idaho Chem. EE.UU.	Ninguno
14/8/61	Siberian Chemical Combine– ex URSS	Dosis de 2 Gy en un operador
7/4/62	Planta de Recuplex. Richland. EE.UU.	0,87; 0,33; y =,16 Gy
7/9/62	Nayak Enterprise –Urales– ex URSS	Sin consecuencias
30/1/63	Siberian Chemical Combine– ex URSS	Exposiciones de entre 50 y 170 mGy
13/12/63	Siberian Chemical Combine – ex URSS	Sin consecuencias
13/11/65	Electrostal - Planta de fabricación de elementos combustibles. – ex URSS	Un operador con dosis de 35 mGy
16/12/65	Nayak Enterprise –Urales – ex URSS	Insignificante
10/12/68	Nayak Enterprise –Urales – ex URSS	Una persona muerta y otra con enfermedad severa.
24/7/70	Wood River. EE.UU.	100 Gy (fatal); 2 de 0,6 Gy a 1 Gy
24/8/70	Winscale. BNFL - U.K.	Despreciable
17/10/78	Planta de procesamiento Idaho Chem. EE.UU.	Ninguno
13/12/78	Siberian Chemical Combine – ex URSS	2,5 Gy en todo el cuerpo y 20 en las manos. 7 dosis entre 50 y 600 mGy
15/5/97	Planta Química – Novosibirsky – ex URSS	Sin consecuencias

Tabla 2: Configuración de los materiales y causas de los accidentes

Fecha	Lugar	Material	Geometría	Causas
15/05/53	Nayak Enterprise -Urales	Plutonio, en forma de nitrato	Recipiente con 31 l de solución	Transferencia inadecuada a una geometría no segura
21/04/57	Nayak Enterprise -Urales	Uranio altamente enriquecido. 3,4 kg de oxalato de uranio	Recipiente cilíndrico de 100 l	Falta de mantenimiento y falta del inventario de material físil
2/2/58	Nayak Enterprise -Urales	Solución de uranio altamente enriquecido	Cambio de configuración	Violaciones a los procedimientos durante el drenaje de solución
16/6/58	Y-12 PlantOak Ridge	2,5 kg. U como nitrato	Tanque de 208 litros	Agregado de agua de lavado a la solución
5/12/58	Nayak Enterprise -Urales	830g de Pu en solución y 170 g precipitado	Recipiente cilíndrico de 40 litros	Transferencia de una solución con una concentración distinta a la nominal
30/12/58	Recuperación de Plutonio Los Álamos.	3,27 kg de U en dos fases	Tanque cilíndrico de 946 litros	Cambio de geometría por agitación.
16/10/59	Planta de procesamiento Idaho Chem.	34,5 kg de U en ≈ 800l l de agua	Tanque cilíndrico de 18 927 litros	Desvío de solución a un depósito desoluciones de muy baja concentración
25/1/61	Planta de procesamiento Idaho Chem.	8 kg de U en 40 litros de agua	Sección cilíndrica de 61 cm de diámetro	Movimiento no previsto de la solución a una geometría no segura
14/8/61	Siberian Chemical Combine	U(22,6) en forma de hexafloruro.	Cilindro de 60 litros	Pasaje indebido de UF_6 a la bomba de vacío accionada con aceite común
7/4/62	Planta de Recuplex Richland.	1,55 kg de Pu	Cilindro	Transferencia de solución por vacío aun tanque de geometría no segura
7/9/62	Nayak Enterprise -Urales	Desechos de plutonio.	Cilindro de 100 l conteniendo 1,32 kg de plutonio	No se realizaba el inventario del material
30/1/63	Siberian Chemical Combine	Uranio altamente enriquecido, en forma de nitrato	Recipiente cilíndrico, 40 litros de solución de 71g U/l	Pérdida de rigurosidad en el inventario del material
13/12/63	Siberian Chemical Combine	Uranio altamente enriquecido, en forma de solución	cilindro de 100 litros. Conc.: 33gU/l	Transferencia accidental de material a la trampa de vacío. Extinción, en forma manual, con solución de cadmio
13/11/65	Electrostal - Planta de fabricación de elementos combustibles	U(6,5) en forma de óxido. 51 kg de uranio	Recipiente cilíndrico de 30 cm de diámetro y 65 cm de altura	Pasaje de óxido a la bomba de vacío por falta de mantenimiento de los filtros
16/12/65	Nayak Enterprise -Urales	Uranio altamente enriquecido	Disolvedor cilíndrico de 45 cm de diámetro	Violaciones reiteradas al manual de operaciones. Extinción del accidente, en forma manual, con solución de cadmio
10/12/68	Nayak Enterprise -Urales	Plutonio en solución	Recipientes de 20 y 60 litros	Improvisación de tareas
24/7/70	Wood River.	2,64 kg de U	Cilindro	Volcado de solución a un tanque de geometría no segura
24/8/70	Winscale BNFL - U.K.	2,15 kg de Pu	Cilindro	Pu extraído de una solución acuosa y atrapado en el solvente
17/10/78	Planta de procesamiento Idaho Chem.	8,49-10,55 kg U(89)	Columna de limpieza cilíndrica	Uranio extraído del solvente por unacorriente acuosa no especificada
13/12/78	Siberian Chemical Combine	Plutonio metálico, en forma de barras	Exceso del límite de carga de los contenedores	No definición de las responsabilidades. Errores en la contabilidad. Detención del accidente por extracción manual de las barras
15/5/97	Planta Química - Novosibirsky	Uranio al 90%	2 contenedores placa de10 cm de espesor. separación 80 cm	Cambio en el enriquecimiento de diseño. Extinción por introducción manual de solución de boro

Tabla 3: Número de fisiones del primer pico y totales

Fecha	Lugar	Primer pico	fisiones totales
16/6/58	Y-12 PlantOak Ridge	$7\ 10^{16}$	1×10^{18}
30/12/58	Recuperación de Plutonio. Los Álamos.	$1{,}5\ 10^{17}$	$1{,}5\ 10^{17}$
16/10/59	Planta de procesamiento Idaho Chem.	10^{17}	$\approx 4\ 10^{19}$
25/1/61	Planta de procesamiento Idaho Chem.	6×10^{17}	6×10^{17}
7/4/62	Planta de Recuplex. Richland.	10^{16}	8×10^{17}
24/7/70	Wood River.	-10^{17}	$1{,}3 \times 10^{17}$
24/8/70	Winscale. BNFL - U.K.	10^{15}	$\approx 1 \times 10^{15}$
17/10/78	Planta de procesamiento Idaho Chem.	desconocido	$\approx 3 \times 10^{18}$
15/05/53	Nayak Enterprise -Urales	$2{,}5\ 10^{17}$	$2{,}5\ 10^{17}$
21/04/57	Nayak Enterprise -Urales	desconocido	$2\ 10^{17}$
2/2/58	Nayak Enterprise -Urales	$2{,}3\ 10^{17}$	$2{,}3\ 10^{17}$
4-5/12/58	Nayak Enterprise -Urales	Desconocido 2 picos	$\approx 10^{17}$
14/8/61	Siberian Chemical Combine	$5\ 10^{15}$	$\approx 10^{16}$
7/9/62	Nayak Enterprise -Urales	Desconocido 3 picos	$2\ 10^{17}$
30/1/63	Siberian Chemical Combine	desconocido	$7{,}9\ 10^{17}$
13/12/63	Siberian Chemical Combine	$1{,}6\ 10^{15}$	$2\ 10^{17}$
13/11/65	Electrostal - Planta de fabricación de elementos combustibles	10^{15}	10^{15}
16/12/65	Nayak Enterprise -Urales	Desconocido 11 picos	$7\ 10^{17}$
10/12/68	Nayak Enterprise -Urales	Dos accidentes sucesivos	$6\ 10^{16}$
13/12/78	Siberian Chemical Combine	$3\ 10^{15}$	$3\ 10^{15}$
15/5/97	Planta Química - Novosibirsky	10^{14} 6 picos	$\approx 1\ 10^{15}$

5. DESCRIPCIÓN DE LOS ACCIDENTES OCURRIDOS EN SISTEMAS CON URANIO DE ENRIQUECIMIENTO MEDIO Y BAJO

Se describen a continuación dos accidentes que se produjeron en instalaciones donde se realizan operaciones similares a algunas realizadas en nuestro país.

Primer accidente

Ocurrió el 13 de noviembre de 1965 - en la planta de fabricación de combustibles Electrostal (ex URSS).

La planta producía elementos combustibles de uranio enriquecido al 6,5%. Durante el proceso se realizaba la conversión de hexafloruro de uranio a dióxido de uranio. Este polvo se transfería a la línea de fabricación, y para ello existía un sistema de remoción de polvo en el contenedor por vacío que incluía una línea con dos filtros y una bomba de agua.

El accidente se produjo en el tanque de una bomba de vacío por acumulación de 51 kg de uranio. Las investigaciones del accidente mostraron la siguiente cadena de fallas:

- Por falta de mantenimiento, los dos filtros de la línea de vacío estaban perforados.
- Falta de control de material físil que permitió la acumulación inadvertida de 51 kg de uranio.
- No cumplimiento en el diseño del criterio de falla segura en caso de ruptura de los filtros.
- Diseño no intrínsecamente seguro del recipiente de la bomba de vacío (30 cm de diámetro y 65 cm de altura resultando un volumen de ~ 50 litros).

Durante el accidente, se produjo el disparo del sistema de alarma y se efectuó la evacuación de la instalación.

El accidente produjo un solo pico de potencia y 10^{15} fisiones. Un operador recibió una dosis de 35 mGy.

Como consecuencia del accidente, solo se conoce que el sistema de descarga de dióxido de uranio en polvo fue desmantelado.

Segundo accidente

Se produjo el 14 de agosto de 1961 en “Siberian Chemical Combine". Era una instalación experimenta utilizada para purificar hexafloruro de uranio enriquecido al 22,6%.

La línea de purificación incluía, un cilindro principal, refrigerado con nitrógeno líquido para condensar UF_6 gaseoso, dos recipientes adicionales, y una bomba de vacío con un tanque cilíndrico de 60 litros para aceite.

En el momento del accidente, el cilindro principal no tenía suficiente refrigeración, el control de temperatura no estaba operativo y se había removido de la línea a uno de los dos recipientes adicionales. Como consecuencia, una parte de hexafloruro pasó a través de la bomba y se acumuló en el recipiente de aceite hasta alcanzar una concentración de uranio de 400 g/l.

Las causas principales del accidente fueron:

- no se media la presión y temperatura del proceso
- se habían eliminado uno de los tanques intermedios que se presume era geométricamente seguro
- se estaba utilizando aceite hidrogenado en la bomba de vacío que produjo una variación en la moderación, que se supone era otra variable de control durante el proceso.

En resumen, en ambos accidentes se observa que el material físil se desvió a recipientes donde no se había previsto que pudiese llegar y por lo tanto no se habían diseñado en forma inherentemente segura, con la de que en ambos casos había presencia de moderador en líneas de proceso donde debía realizarse el control de la moderación. También se observa la falta de mantenimiento, alteración en los procedimientos y no existía un control cuantitativo del material físil.

6. ENSEÑANZAS DE LOS ACCIDENTES Y APLICACIÓN DE LAS MISMAS A LAS INSTALACIONES RELEVANTES ARGENTINAS

A continuación se resumen algunas de las enseñanzas obtenidas del análisis de los accidentes producidos hasta la fecha y que pueden ser utilizados en diseños y operaciones más seguras de instalaciones similares.

- La mayoría de los accidentes se produjeron en condiciones no rutinarias de operación. Las operaciones rutinarias de operación estaban bien analizadas y programadas desde el punto de vista de prevención de criticidad. En cambio las tareas de mantenimiento o recambio de partes de la instalación, que generalmente escapan más fácilmente al control de seguridad y que se efectúan en forma esporádica, pueden dar lugar a improvisaciones del momento.
- Todos los accidentes se produjeron por la unión de una geometría intrínsecamente segura con otra que no lo era, o por el pasaje de material físil a un recipiente, no previsto, con geometría no segura.
- Algunos accidentes se produjeron por acumulación de material físil en lugares no previstos debido a una pérdida del mismo en la cadena de fabricación que no fue detectada.
- Algunos accidentes se produjeron por ingreso de material hidrogenado en una solución con material físil en una geometría no favorable. En estos casos los límites impuestos para el material físil, que eran seguros para un grado de moderación, resultaron inseguros para sistemas más moderados.

De las enseñanzas extraídas de los accidentes ocurridos se pueden establecer algunas conclusiones aplicables a las instalaciones.

- Se deben analizar las fallas en las tareas de mantenimiento que pueda traer como consecuencia el desvío no previsto del material físil y/o moderador. Diseñar los recipientes en forma intrínsecamente seguras. Aplicar controles administrativos confiables y redundantes a fin de limitar las masa de material físil a un valor seguro.
- Toda tarea no prevista en los manuales de mantenimiento, que impliquen el movimiento de materiales físiles deberá ser evaluadas a fin de prevenir accidentes de criticidad y deberán ser autorizadas antes de su realización
- Un buen diseño consiste en aislar los circuitos para manipulación del material físil, con geometrías intrínsecamente seguras y asegurar que se mantenga ese aislamiento.
- Realizar un control cuantitativo del material físil a fin de detectar tempranamente pérdidas no previstas de material y evitar la acumulación de material en cantidades superiores a la mínima masa crítica.

Eliminar material hidrogenado de la línea de material físil cuando se efectúa un control de la moderación; por ejemplo utilizar aceite fluorado para las bombas de vacío de los circuitos que manejan hexafloruro.

7. CONCLUSIONES

Ningún accidente se produjo por un error o un evento aislado, sino por una sucesión de errores y/o de eventos. Esta sucesión excede la regla tradicional de la doble eventualidad.

Estos accidentes no pueden atribuirse a una falta de conocimientos técnicos de prevención de criticidad, sino a que no fueron analizadas las secuencias que provocaron los accidentes. Defectos en la organización, falta de una cultura de seguridad, falta de una organización de calidad, y falta de interacción entre los responsables de la seguridad y los de la explotación de cada instalación.

En vista de todo lo analizado, para prevención y mitigación de accidentes de criticidad, se debe hacer cumplir que:

- El personal posea capacitación específica y cumpla un programa de reentrenamiento anual en donde se discuta los accidentes ocurridos y los potenciales accidentes que puedan ocurrir en su instalación.
- El diseño de la instalación sea adecuado (incluyendo, de ser necesario, el análisis del emplazamiento).
- Todas las tareas, incluyendo las de mantenimiento, se realicen de acuerdo a procedimientos aprobados.
- Se realice un control cuantitativo del material físil.
- Se utilicen dosímetros de área y de accidentes.
- A través de pruebas de funcionamiento periódicas se garantice una alta confiabilidad de los sistemas de control y seguridad.
- Se cuente y se hagan ejercicios periódicos de un plan de emergencias adecuados.
- Todas las instalaciones cuenten con un programa de QA.

8. REFERENCIAS

1. V.V. Frolov, B.G. Ryazanov, V.I. Sviridov. “A review of criticality accidents which occurred in the russian industry” ICNC´95 Albuquerque, New México, USA 1995.

2. Knief "Nuclear criticality safety - Theory and practice" ANS (1986).

3. P.Lecorche, R.L. Seale. “A Review Of The Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident”, Y - CDC-12, Union Carbide Corporation (1973).

4. C.F. Obenchain, “Paret - A Program for the Analysis of Reactor Trasients”, AEC Research and Development Report, IDO - 17282, (January 1969).

5. T. Thomas ed, "Nuclear criticality safety" TID-7016 Rev.2. NUREG/CR-0095 and ORNL/NUREG CSD-6, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1979).

6. W. Stratton,"A Review of Criticality Accident" DOE/NCT 04 (1989).

7. R. Waldman, “Modelo generalizado de Fuch para el cálculo de accidentes de reactividad”, G.I. 1127/86 CNEA (Diciembre 1986).

Participación de la ARN en el programa de garantía de calidad del EML- USDOE

Bonino, N.O.; Equillor, H.E.; Fernandez, J.A.;
Gavini, R.M.; Grinman, A.D.R.; Serdeiro, N.H.; Lewis, E.C.;
Bomben, A.M. y Diodati, J.M.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

PARTICIPACIÓN DE LA ARN EN EL PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD DEL EML- USDOE

Bonino, N.O.; Equillor, H.E.; Fernandez, J.A.; Gavini, R.M.; Grinman, A.D.R.; Serdeiro, N.H.; Lewis, E.C.; Bomben, A.M. y Diodati, J.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN

Un laboratorio radioquímico debe contar con técnicas analíticas optimizadas y sistemas de medición calibrados para la obtención de resultados confiables. Además de los controles internos que cada laboratorio debe realizar, es indispensable que sean incluidos en los programas de garantía de calidad, intercomparaciones con laboratorios calificados. La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de la República Argentina participa desde 1995, en el programa de garantía de calidad (Quality Assessment Program) organizado por el Laboratorio de Mediciones Ambientales (Environmental Measurements Laboratory - EML) de los Estados Unidos. En este trabajo se exponen los resultados de la participación de la ARN en seis intercomparaciones anteriores.

DESCRIPCIÓN

El Environmental Measurements Laboratory (EML), es una entidad gubernamental creada en 1947 que depende del Departamento de Energía de los EE. UU. (DOE), con sede en New York.

El programa de garantía de calidad (1) llevado a cabo por el EML, desde 1977, tiene como objetivo la evaluación de la calidad de las mediciones reportadas por los laboratorios contratados por el DOE. También participan otras agencias gubernamentales e instituciones de otros países (que representan el 5% del total de los laboratorios participantes), estas son en su mayor parte organizaciones responsables de la evaluación radiológica del medio ambiente. Participan en el programa de garantía de calidad aproximadamente 130 laboratorios.

La ARN, participa desde 1995 en los dos ejercicios semestrales, intervenido participado en seis ocasiones.

Para cada intercalibración se reciben un total seis muestras, conteniendo una variedad de radionucleidos en concentraciones de nivel ambiental. El programa incluye mediciones alfa, beta y gamma, y se aplica a cuatro tipos de muestra de variada complejidad: aguas, filtros de aire simulados, vegetal y suelo. Las muestras se reciben a principios de marzo y de setiembre, y existe un plazo de tres meses para reportar los resultados obtenidos. El EML informa un rango de concentraciones orientativo para cada radionucleido y para cada matriz. El número de análisis que se pueden informar es de alrededor de 50. En la **Tabla 1** se observan los tipos de muestra y los diferentes radionucleidos que se analizan:

Tabla 1. Tipos de muestras y radionucleidos a analizar.

Tipo de muestra	Radionucleido
AGUA	^{3}H, ^{54}Mn, ^{55}Fe, ^{60}Co, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (ug), ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am
FILTRO 1	^{54}Mn, ^{57}Co, ^{60}Co, ^{90}Sr, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{144}Ce, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (ug), ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am
VEGETAL	^{40}K, ^{60}Co, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{241}Am, ^{244}Cm
SUELO	^{40}K, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{234}U, ^{238}U, U (Bq), U (ug), ^{239}Pu, ^{241}Am

AGUA	Alfa total, beta total
FILTRO 2	Alfa total, beta total

METODOLOGÍA

Las mediciones gamma se realizan en forma directa sobre la muestra, en caso del filtro, o sobre alícuotas de las muestras en el caso de las otras matrices, en detectores de germanio hiperpuro.

La determinación de tritio se lleva a cabo sobre la muestra de agua. Para ello se emplea una técnica de destilación que permite separar los emisores beta que interfieren en la medición, la que se realiza por centelleo líquido, utilizando sistemas de contaje de bajo fondo.

El ^{90}Sr se determina por intermedio de una técnica analítica de separación basada en extractantes, y la medición se realiza por centelleo líquido o contador proporcional. El ^{55}Fe se analiza en agua y requiere también la utilización de técnicas de separación radioquímica y medición por centelleo líquido.

Las determinaciones de actínidos se llevan a cabo utilizando técnicas de solubilización y separación de cada uno de los radionucleidos tanto de la matriz como de los otros nucleidos emisores alfa. Se emplean técnicas de coprecipitación, columnas de intercambio iónico, extracción con solventes y electrodeposición. Las mediciones se realizan por espectrometría alfa con detectores de ion implantado (2).

RESULTADOS

El EML realiza una completa evaluación de los resultados enviados por todos los laboratorios participantes tomando en cuenta los datos históricos. Una distribución de frecuencia es calculada a partir de todas las mediciones reportadas relativas al valor del EML, sobre datos de los últimos diez años, para cada nucleido y matriz. Tomando como base esta distribución, se eligen limites de control dentro de un rango de percentiles, delimitando tres categorías de acuerdo con la desviación observada respecto del EML. Los resultados informados por los laboratorios participantes se clasifican dentro de estas categorías según:

Clase A: aceptados (error bajo)

Clase W: aceptados con reservas (error medio)

Clase N: no aceptados (error alto)

En la Tabla 2 se presenta un resumen de la participación de la ARN, basado en el análisis realizado por el EML, en las seis intercomparaciones realizadas:

Tabla 2. Resultados de la participación de la ARN según las diferentes categorías, comparados con los resultados del conjunto de los laboratorios participantes (3-8).

(A: primer semestre, B: segundo semestre)

Intercalibración	ARN (*)	Clase A %		Clase W %		Clase N %	
		ARN	Todos los laboratorios	ARN	Todos los laboratorios	ARN	Todos los laboratorios
1995 A	**35**	**54**	**67**	**34**	**22**	**11**	**11**
1995 B	**18**	**94**	**70**	**6**	**21**	**0**	**9**
1996 A	**33**	**82**	**74**	**3**	**19**	**15**	**7**
1996 B	**29**	**72**	**69**	**14**	**21**	**14**	**10**
1997 A	**28**	**54**	**70**	**39**	**20**	**7**	**10**
1997 B	**36**	**78**	**77**	**17**	**14**	**6**	**9**
Total de análisis:	**179**						
Promedio pesado(**)		**71**	**71**	**20**	**20**	**9**	**9**

(*) Número de resultados informados por la ARN.

(**) Los promedios calculados para los resultados de la ARN han sido ponderados teniendo en cuenta el número de resultados presentados en cada intercalibración.

CONCLUSIONES

La ARN posee una experiencia de larga data, en la realización de mediciones ambientales, directas e indirectas, en muestras de distinta naturaleza.

Al analizar los resultados obtenidos en las intercalibraciones con el EML en las que la ARN participó y que forman parte de los programas de garantía de calidad (Figuras 1-5) se observa que, la mayor parte de los resultados informados pertenecen a la clase A (aceptables). Por otro lado, puede observarse una cierta irregularidad en los resultados correspondientes a las dos primeras intercalibraciones, lo que se relaciona con ciertas dificultades en la recepción de las muestras y en la organización. Otra fuente de variación tuvo su origen en los cambios que, durante ese período, se efectuaron en algunas técnicas de determinación con el fin de mejorar los resultados. Puede consignarse que, el área de mayor dificultad ha sido la determinación de actínidos en matrices complejas como suelo y vegetal, y en especial la determinación de ^{241}Am.

Al analizar el conjunto de los 179 resultados presentados por la ARN, se observa una gran coincidencia con los resultados presentados por el conjunto del resto de los laboratorios participantes (Figura 6), mostrando una buena correlación con el estado actual del arte. Además, cuando observamos los resultados clase A (Figura 1) se puede notar que en cuatro de las seis intercalibraciones, los resultados informados por la ARN presentan valores mejores que los correspondientes a la media del conjunto de los laboratorios participantes.

A pesar de una cierta disminución en los resultados clase A, en el primer ejercicio de 1997, la suma de las Clases A + W de esa intercomparación permanece con el nivel estándar y aún, se observa una tendencia potencial hacia valores mejores que el promedio.

Por otro lado, la observación de la cantidad de resultados clase N, o sea los no aceptables, permite ver que presentan una tendencia a disminuir en las últimas cuatro intercalibraciones (Figura 3) junto con un aumento progresivo en los resultados aceptables (A + W) como se puede ver en la Figura 4. Todas las técnicas fueron optimizadas considerando desde el aspecto radioquímico hasta la medición, la utilización de estándares de referencia calificados y de metodologías estandarizadas de calibración, mejores técnicas de análisis de las mediciones para obtener mayor confiabilidad en los resultados y una organización que ha permitido trabajar con menor cantidad de personal involucrado.

La participación en estas intercalibraciones, como parte de los programas de garantía de calidad, permitió cumplir con el objetivo permanente de contar con técnicas certificadas para obtener resultados más exactos y precisos, como así también para optimizar los insumos, el equipamiento y los recursos humanos cumpliendo en forma adecuada con las misiones y funciones de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

BIBLIOGRAFÍA

1. http://www.eml.doe.gov/qap/qaps.htm
2. The Procedures Manual of the EML, HASL 300, 28 Th edition, Feb. 1997
3. QAP Report-EML569, Sanderson C.G., Greenlaw P., Pan V., 1995
4. QAP Report-EML576, Sanderson C.G., Greenlaw P., 1996
5. QAP Report-EML581, Sanderson C.G., Greenlaw P., 1996
6. QAP Report-EML587, Sanderson C.G., Greenlaw P., 1997
7. QAP Report-EML591, Greenlaw P., 1997
8. QAP Report-EML594, Greenlaw P., 1998

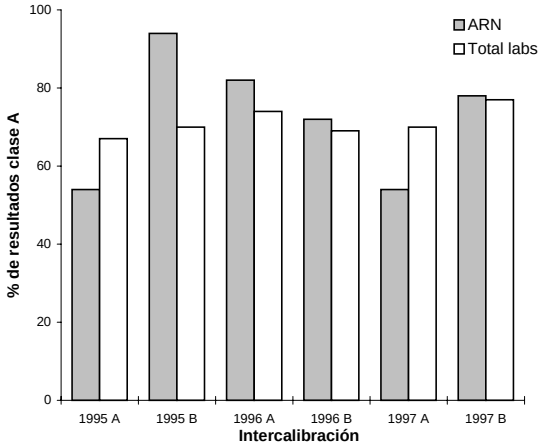


Fig 1. Evolución de los resultados clase A presentados por la ARN comparados con los presentados por todos los laboratorios.
(A: 1er sem., B: 2do sem.)

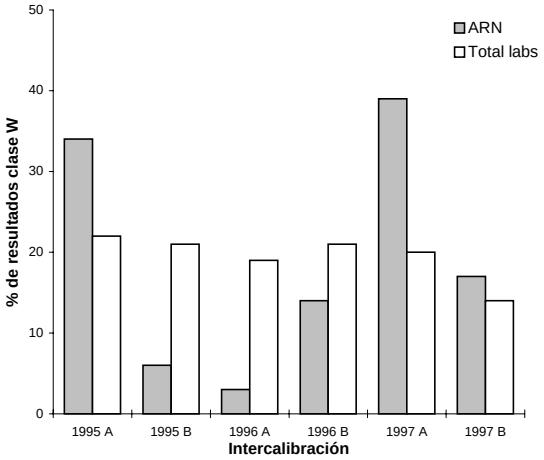


Fig 2. Evolución de los resultados clase W presentados por la ARN comparados con los presentados por todos los laboratorios.
(A: 1er sem., B: 2do sem.)

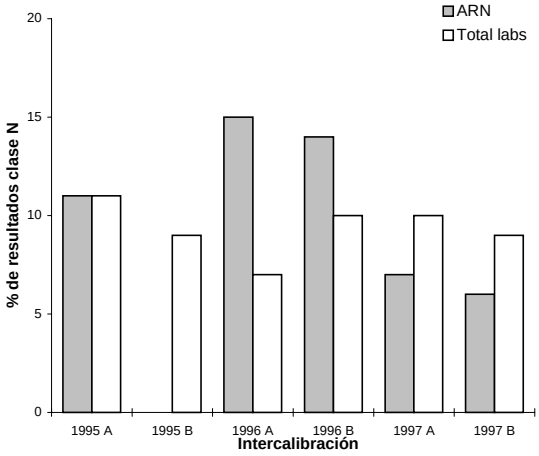


Fig 3. Evolución de los resultados clase N presentados por la ARN comparados con los presentados por todos los laboratorios.
(A: 1er sem. B: 2do sem.)

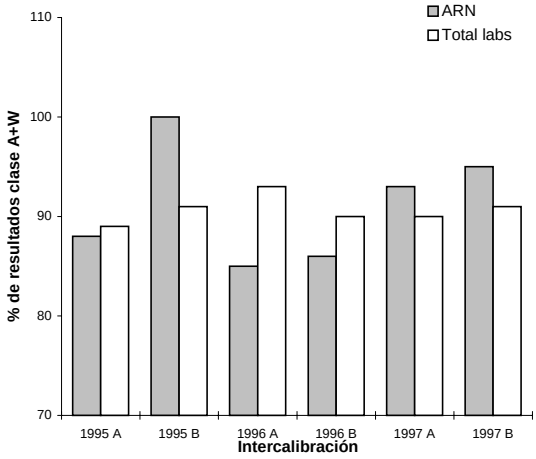


Fig 4. Evolución de los resultados clase A+W presentados por la ARN comparados con los presentados por todos los laboratorios.
(A: 1er sem., B: 2do sem.)

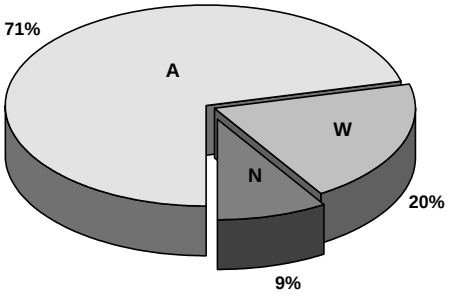


Fig 5. Promedio de resultados A, W y N presentados por la ARN, correspondientes a las 6 intercalibraciones.

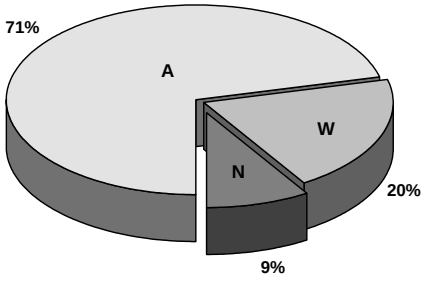


Fig 6. Promedio de resultados A, W y N presentados por el conjunto de los laboratorios, correspondientes a las 6 intercalibraciones.

Formación de recursos humanos en radioprotección a nivel médico y biomédico en la Facultad de Farmacia y Bioquímica

Bergoc, R.M.; Menossi, C.A. y Caro, R.A.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

FORMACIÓN DE RECURSOS HUMANOS EN RADIOPROTECCIÓN A NIVEL MÉDICO Y BIOMÉDICO EN LA FACULTAD DE FARMACIA Y BIOQUÍMICA

Bergoc, R.M.(*), Menossi, C.A.(**) y Caro, R.A.(*)

(*) Laboratorio de Radioisótopos, Facultad de Farmacia y Bioquímica
Universidad de Buenos Aires
(**) Autoridad Regulatoria Nuclear

Argentina

INTRODUCCIÓN

Los avances del conocimiento en la biología celular y molecular, la bioquímica, la medicina y la farmacología que han tenido lugar durante los últimos 50 años han sido realmente asombrosos. Este hecho es debido en gran medida a la aplicación de técnicas radiosotópicas. Las investigaciones sobre metabolismo, biodistribución de drogas farmacéuticas, farmacodinámica, etc., se realizan principalmente por medio de la aplicación de técnicas que emplean materiales radiactivos. Los radioisótopos y las radiaciones son frecuentemente empleadas en la medicina tanto para el diagnóstico como para la terapia. Las técnicas radiométricas son un método rutinario en endocrinología y en clínica general. La determinación de receptores y su caracterización en bioquímica clínica, en farmacología y en medicina crece en forma sostenida. Desde el punto de vista terapéutico, los radiofármacos y las radiaciones de distintos tipos se emplean extensamente. Por estas razones, la importancia de la enseñanza de la metodología del uso de los radioisótopos ha crecido también notablemente.

En el Laboratorio de Radioisótopos de la Facultad de Farmacia y Bioquímica de la Universidad de Buenos Aires comenzó a dictarse en 1960 la materia Física III, como curso de pre-grado obligatorio para estudiantes de la Carrera de Bioquímica y optativo para los de Farmacia, siendo posteriormente modificado su programa en distintas oportunidades, así como su carácter de materia optativa u obligatoria. En 1960, durante un semestre completo en la segunda mitad del año, comenzó a dictarse el Curso de posgrado de Metodología de Radioisótopos para profesionales del área médica y biomédica. En esos comienzos el tema de Protección Radiológica era dictado de manera incipiente.

Actualmente existen cuatro ofertas de Cursos de Metodología de Radioisótopos en los que la Protección Radiológica se aborda con objetivos distintos y desde diferentes aspectos: 1) Una materia de Grado del Ciclo de Bioquímica; 2) Un Curso de Posgrado para profesionales médicos, bioquímicos, biólogos, químicos; 3) Un Curso de Actualización destinado a profesionales que deseen actualizar sus conocimientos y recertificar su permiso individual para el trabajo con material radiactivo; 4) Otro para Técnicos en Medicina Nuclear y/o Biomedicina.

ORGANIZACIÓN DE LOS CURSOS

1) Curso de pre-grado. Originariamente, se dictaban en él nociones elementales de radioactividad y de técnicas de mediciones. Modificaciones sucesivas en la currícula de la Carrera de Bioquímica incorporaron Radioquímica como materia optativa y, desde 1978, Metodología de Radioisótopos como materia obligatoria con distinta ubicación curricular según el plan de estudios vigente. El tema de Protección Radiológica, tal como se dicta actualmente es formativo en algunos aspectos e informativo en otros, ya que la aprobación de la asignatura no habilita para solicitar ante la autoridad competente la autorización para trabajar con material radiactivo.

2) Curso de Posgrado. Se dicta ininterrumpidamente desde 1962, habiéndolo aprobado 1513 profesionales. El programa de curso completo comprende 222 horas de entrenamiento de las cuales 122 son de índole teórica y el resto práctica (dividida en 20 clases de 5 horas cada una). La Radioprotección es uno de los items más importantes del curso, dado que en nuestra expe-

riencia, los profesionales que aprueban el Curso serán los responsables de los aspectos de la radioprotección en su lugar de trabajo. Es por ello que enfatizamos muy desde el principio del mismo que un detallado conocimiento de la Protección Radiológica es esencial para una buena práctica profesional. La capacitación en el tema es teórico-práctica e intensiva abarcando, entre otros, los siguientes temas: Magnitudes y unidades de Dosis, Dosis Efectiva, Dosis Equivalente, Dosis Equivalente Colectiva, Dosis Equivalente Comprometida, Dosis Equivalente Ambiental y Direccional, Kerma, Tasas de Dosis. Fuente interna y externa. Blindaje. Aspectos generales de la Radioprotección: justificación, optimización y limitación de dosis. Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes. Radiobiología. Clasificación de las áreas de trabajo. Protección radiológica ocupacional. Contaminación interna y externa. Monitoreo. Instrumentación en radioprotección. Desechos generados en las prácticas con material radiactivo, con particular énfasis en los generados en las prácticas médicas y biomédicas. Regulaciones nacionales e internacionales. Regulación del transporte de materiales radiactivos. Regulaciones internacionales y en Argentina para el empleo de materiales radiactivos.

Los aspectos teóricos comprenden aproximadamente un 30% de las clases teóricas totales del curso y la actividad práctica específica relacionada con esta temática es del 15% del total de las prácticas; sin embargo, en todas las actividades prácticas las regulaciones de radioprotección son permanentemente tenidas en cuenta y analizadas en cada caso con los cursantes. Específicamente, en la primer práctica se enseñan y analizan las reglas sobre cómo trabajar minimizando los riesgos con materiales radiactivos y en las dos prácticas específicas se plantean problemas prácticos similares a los que los profesionales deben afrontar en sus respectivos lugares de trabajo tales como cálculos de blindaje, etc. Al finalizar el curso, una parte fundamental del examen final consiste en la planificación de un experimento con radioisótopos, teniendo en consideración la planificación de la radioprotección en ese caso específicamente planteado. La idea primaria en la formación de profesionales en el tema es la de considerar que todo profesional que haya aprobado este curso y consecuentemente sea habilitado por la Autoridad Regulatoria, debe ser capaz de resolver las cuestiones referentes a la Protección Radiológica que surjan en su respectivo laboratorio, ya sea éste de aplicaciones médicas (Medicina Nuclear) o biomédicas (Radiofarmacia, Marcación de proteínas, Radioinmunoanálisis, Farmacodinamia, otras). Así es cómo, en primer lugar, el objetivo del entrenamiento en la radioprotección consiste en la adquisición de ***criterios*** para la adecuada aplicación de la filosofía de la radioprotección, independientemente del entrenamiento universitario previo que posean los asistentes al curso. Para ello, la enseñanza que se imparte incluye la ***planificación*** de prácticas profesionales con un adecuado ***entrenamiento*** del personal involucrado con el fin de mantener las dosis tan bajas como sea razonablemente posible para cada práctica, y el ***cálculo*** de la dosis absorbida primordialmente por el personal durante las prácticas. En segundo lugar, se trabaja sobre la adecuación de los procedimientos teniendo en cuenta: elementos por emplearse, detalles de las técnicas, dificultades eventuales, el tiempo requerido por la práctica para ser completada, eventuales riesgos radiológicos asociados. En tercer lugar, se hace hincapié en la resolución práctica de la dosimetría interna y externa de fuentes de ^{125}I, ^{131}I, ^{201}Tl, ^{99m}Tc, ^{60}Co y otros isótopos, con la intensidad requerida por cada profesional según su especialidad. Así, enfatizamos aquellos aspectos relativos a las futuras actividades profesionales de los graduados participantes del curso: en el caso de los bioquímicos, nos ocupamos principalmente de la prácticas con ^{125}I, ya que estos profesionales están primordialmente interesados en el radioinmunoanálisis, y en el caso de los profesionales médicos, del ^{99m}Tc por sus aplicaciones en medicina nuclear.

En los párrafos siguientes se muestran a título de ejemplos dos situaciones típicas que se le plantean al alumno, tanto en los análisis teórico-conceptuales a lo largo de las clases como bajo la forma de problema a resolver durante la realización de la práctica por el profesional, atendiendo a dos parámetros: a) la metodología empleada, su lógica y propiedad; b) el cálculo previo, a fin de evaluar dosis y riesgos del operador y consecuentemente, conducirlo a buscar la mejor planificación para encarar la práctica planteada.

El esquema de desintegración del ^{125}I indica que más del 95% de los fotones emitidos son rayos x de aproximadamente 27 keV, orginados por el reacomodamiento de electrones orbitales luego de la captura electrónica y/o conversión interna. La restante fracción corresponde a rayos gamma de aproximadamente 35 keV. Por lo tanto, las Dosis por irradiación del personal ocupacionalmente expuesto son muy poco significativas. Específicamente, podemos estimar la Tasa de Dosis Equivalente recibida por un operador que trabaja efectuando una marcación de proteínas o alguna otra molécula, por ejemplo:

con 5 mCi de ^{125}I, a una distancia mínima de 20 cm, (equivalente a la máxima exposición para esa práctica)

$$\Gamma = 0{,}06\ R.m^2 / h.Ci \qquad f_\lambda = 0{,}96 \qquad d = 20\ cm$$

Por lo tanto, dH/dt será 0,072 mSv/h.

Si consideramos que el tubo de vidrio empleado para contener el marcado tiene un espesor de pared de aproximadamente 1 mm como mínimo, con un coeficiente de atenuación lineal correspondiente a la energía de 30 MeV, μ, igual a 3,54 cm $^{-1}$, e $^{-\mu x}$ será igual a 0,7.

Así, dH/dt recibida por el operador resultará aproximadamente igual a 0,05 mSv/h; tomando en cuenta que la duración de la práctica es a lo sumo de unas pocas horas (incluyendo los procesos de separación y purificación de la sustancia marcada y la medición de la radioactividad), entonces la práctica puede considerarse como radiológicamente segura: suponiendo 2 horas de trabajo en total, H resultará 0,1 mSv. Si el operador efectúa en el laboratorio 2 marcaciones mensuales, recibirá 2,4 mSv/año. Si la marcación se efectuara detrás de un blindaje construido con los comunes ladrillos de plomo de 5 cm de espesor, como μ en el plomo para ese valor de energía es 422 cm^{-1}, el factor $e^{-\mu x}$ será 10 $^{-916}$ **!**, lo cual indica claramente una sobrestimación de las medidas de radioprotección; el eventual empleo de tales ladrillos de plomo incluso podría causar incidentes con contaminación subsiguiente, dado que la manipulación sería poco confortable para el operador.

En el caso de los médicos, el ^{99m}Tc es el isótopo más empleado actualmente en la Argentina. El valor de la constante específica Γ es 0,08 R.m^2 / h. Ci, es decir, muy similar a la del ^{125}I. Sin embargo, los valores finales de Tasa de Dosis Equivalente recibidas son significativamente diferentes, dado que en las eluciones de la columna generadora ^{99}Mo - ^{99m}Tc, se obtienen actividades de 0,5 a 1 Ci, lo que implica una Dosis de irradiación mayor respecto al cálculo anterior.

La claridad conceptual y el rigor del cálculo tienen un peso muy alto en la calificación final que se asigna al cursante.

3) El Curso de Actualización en Metodología de Radiosótopos, se dicta desde 1992 y en él se imparte la actualización en estos conocimientos en forma modular, de acuerdo a las necesidades de los profesionales asistentes

4) Curso para técnicos en Medicina Nuclear y/o Biomedicina. El objetivo del Curso dictado desde 1997es proveer un conocimiento de las cuestiones básicas acorde con la formación de los técnicos. Uno de los puntos consiste resolver cálculos de dosis y blindajes elementales, teniendo en cuenta que muchas veces son los técnicos quienes manipulan en mayor proporción los radiofármacos.

RESULTADOS

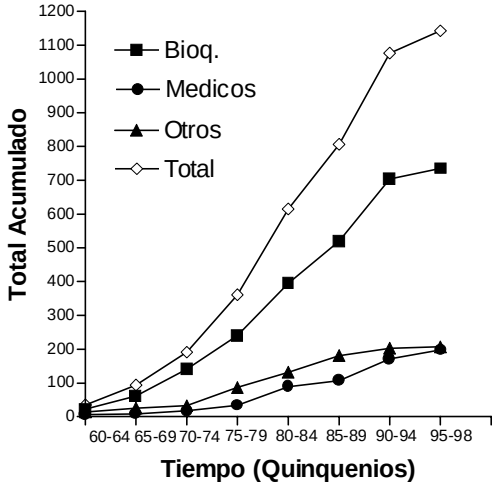
Desde 1960 a la fecha, aproximadamente entre 2000 y 2500 alumnos de grado han recibido la información en Protección Radiológica acorde a su nivel.

En cuanto al Curso de posgrado, desde el inicio de su dictado hasta 1997, un total de 1213 profesionales han aprobado su examen final. Debe mencionarse que los graduados son seleccionados todos los años entre los inscriptos, no sólo teniendo en cuenta sus perfiles académicos, sino también considerando las necesidades de sus respectivos entes empleadores en tener personal calificado en técnicas con radioisótopos. Recibimos principalmente bioquímicos, médicos, químicos, ingenieros y farmacéuticos, entre otros. Desde 1981 en adelante no se registran inscripciones de ingenieros. En la Figura (Total Acumulado *versus* Tiempo en Quinquenios), mostramos los inscriptos acumulados por quinquenio y por profesión, desde 1960 en adelante; como puede observarse, la preponderancia de bioquímicos y médicos es evidente sobre el total de cursantes. Otro interesante punto a destacar, es la tendencia en aumento del número de profesionales médicos respecto a bioquímicos con el tiempo ya que, de un 10-20% de profesionales médicos como promedio histórico, actualmente se registra un 50-70% de estos profesionales. Esto puede explicarse en virtud de la creciente expansión de la utilización de radioisótopos en el diagnóstico médico, principalmente en Cardiología. Otro dato a destacar es que el 12% de los profesionales asistentes proviene del interior del país; en los últimos años,

esta proporción ha ido en aumento con respecto a años anteriores. Este hecho podría deberse al creciente interés de ciudades del interior en contar con ciertas prácticas de la salud que emplean radioisótopos, tanto en medicina como en bioquímica. Durante los últimos 10 años, también profesionales de diferentes países latinoamericanos (Perú, Venezuela, Brasil, Colombia y Uruguay) han aprobado sus exámenes finales.

En cuanto al Curso de Actualización, si bien los profesionales que se inscriben ya tienen experiencia práctica, la intención de este Curso es actualizar al profesional tanto en los nuevos criterios de Protección Radiológica como en técnicas metodológicas más modernas que utilicen material radiactivo.

Con relación al Curso de Técnicos, es importante remarcar la importancia en transmitir la formación básica, capacitación práctica y los conceptos introductorios de la Protección Radiológica a los participantes para que actúen como soporte del profesional responsable en las respectivas prácticas, tendiendo a cubrir una necesidad detectada en ese sentido.



CONCLUSIONES

La aplicación de los radioisótopos y las radiaciones en diferentes actividades profesionales es actualmente una práctica común en la ciencia y la tecnología modernas. Sin embargo, estas actividades son solamente aceptables en un contexto de seguridad radiológica y con personal adecuadamente entrenado. Los Cursos que hemos descripto en el presente trabajo están organizados y concebidos con este propósito, respaldado por más de 30 años de actividad docente permanente y actualizada en el área temática. Los resultados son ampliamente satisfactorios: el 95% de los inscriptos ha aprobado los respectivos niveles; la exigencia es la adquisición de criterios acordes con cada responsabilidad profesional/ técnica. Es de destacar la existencia de una Cátedra de la Universidad de Buenos Aires dedicada por casi 40 años a la formación de recursos humanos en esta área temática.

BIBLIOGRAFÍA

1. Física y Biofísica: radiaciones. J. Dutreix, A. Desgrez, B. Bok, C. Chevalier. Editorial AC, Madrid, 1980.
2. Physical Principles of Medical Imaging. P. Sprawls, Jr. Aspen Publishers Inc., Maryland, USA, 1987.
3. Introduction to Radiobiology. M. Tubiana, J. Dutrieux, A. Wambersie. Taylor & Francis, London, New York, Philadelphia. 1990.
4. Annals of the ICRP. Published on behalf of the International Commission of Radiological Protection, 1989-1993.
5. Radiation Protection in Medical Radiography. M. A. Statkiewicz-Sherer, P. J. Visconti, E. R. Ritenour. Mosby Inc. St. Louis, Missouri, 1998.

Dosimetría de fuentes beta utilizadas en medicina nuclear y biomedicina

Bergoc, R.M.; Cocca, C.; Martín, G.; Cricco, G.;
Rivera, E.; Caro, R.A. y Menossi, C.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

DOSIMETRÍA DE FUENTES BETA UTILIZADAS EN MEDICINA NUCLEAR Y BIOMEDICINA

Bergoc, R.M.; Cocca, C.; Martín, G.; Cricco, G.; Rivera, E.; Caro, R.A. y Menossi, C.*

* Autoridad Regulatoria Nuclear
Laboratorio de Radioisótopos, Facultad de Farmacia y Bioquímica,
Universidad de Buenos Aires

Argentina

ANTECEDENTES

Hay consenso en afirmar que se ha considerado en el pasado como poco importantes las dosimetrías provenientes de fuentes beta (1). Recién en la década del 80 se llevaron a cabo relevamientos de dosimetrías beta ocupacionales y reuniones internacionales de trabajo donde se discutió el tema más ampliamente (1, 2).

La utilización de fuentes beta pura emisoras de energía alta (Ej. ^{32} P, $E_{\beta\ max}$ = 1,71 MeV/des) es frecuente actualmente en Medicina (terapia intratumoral o tratamiento de enfermedades no malignas como restenosis) y en Bioquímica para la marcación de sondas para diagnóstico (Biología molecular). Si bien las Dosis y Tasas de Dosis que reciben los operadores en este caso son muy inferiores a las existentes en áreas de facilidades nucleares, la información y formación en esta temática constituye un reclamo creciente entre los profesionales de la Medicina y Biomedicina, así como la necesidad de contar, sobre todo en algunas de esas prácticas, con adecuados dosímetros.

Particularmente, el ^{32}P compone el grupo de nucleidos beta emisores de mayores energías (Tabla 1) reportados en dosimetrías personales (1).

CONSIDERACIONES

La dosimetría externa de estas fuentes presenta algunos puntos importantes que deben ser considerados y que dificultan tanto la realización de un cálculo simple como la medición adecuada. Ellos son: 1) Las partículas beta emitidas por la fuente no son monoenergéticas, como puede apreciarse en la Figura 1; 2) El Alcance o Rango (R_β) varían con la energía de la fuente y el Z del absorbedor, presentando curvas características como las que se ilusta en la Figura 2; 3) Por debajo de 1 Mev, la ionización específica del medio atravesado (aire, agua, lucite) aumenta cuando la energía beta (E_β) disminuye, como puede observarse en la Tabla 2, 4) El R_β es, para Z bajos, independiente del material, por lo que es válido: $R_\beta\ \delta_1 = R_\beta\ \delta_2$; 5) El cálculo de la dosimetría beta externa debe considerar, además, que las fuentes utilizadas en la práctica no son puntuales y que hay autoabsorción, 6) Por otra parte, las radiaciones beta de alta energía presentan un mecanismo adicional de cesión de energía al medio: el *bremsstrahlung* o *radiación de frenamiento*, consecuencia de la interacción beta con el campo de los núcleos que componen el medio atravesado. En ese caso, cuando el medio atravesado por la radiación beta es de Z alto, como por ejemplo el plomo, la pérdida de radiación por este mecanismo se vuelve apreciable para energías cercanas al MeV, mientras que para elementos livianos (aire, aluminio, lucite, vidrio) no es significativo. Esto se traduce en un fondo apreciable en las curvas de Alcance beta (Figura 2).

Tabla 1. Energías de isótopos beta emisores responsables de dosimetrías beta ocupacionales.

Isótopo	$E_{máx}$ (MeV/des)
^{60}Co	0,38
^{137}Cs	1,18
^{131}I, ^{132}I	0,61-2,12
^{32}P	1,71
^{59}Fe	0,46
^{204}Tl	0,76
^{14}C	0,156
^{90}Sr / ^{90}Y	0,54-2,27
^{51}Cr	0,76
^{54}Mn	0,53
^{35}S	0,167

Tabla 2. Valores de Energía beta media ($\bar{E}_\beta$) de diferentes emisores y pares de iones formados.

Velocidad (vel. de la luz)	Energía (MeV)	Pares de iones (por 1,00 mg cm^2)
0,001979	10^{-6}	0
0,006257	10^{-5}	0
0,0240	$1,46 \times 10^{-4}$	5950
0,1950	10^{-2}	850
0,4127	0,05	154
0,5483	0,10	116
0,8629	0,50	50
0,9068	0,70	47
0,9411	1,0	46
0,9791	2,0	46
0,9893	3,0	47
0,9934	4,0	48
0,9957	5,0	49
0,9988	10	53
0,99969	20	57
0,999949	50	63
0,9999871	100	66

CÁLCULOS

A nivel de las actividades utilizadas en las prácticas Médicas y Biomédicas, y suponiendo un modelo teórico para fuentes puntuales, es válido utilizar la expresión:

$\phi_P = \phi_F \, e^{-(\delta x) S/\delta}$, donde ϕP y ϕF son, respectivamente, el flujo de partículas beta en P y F.

Dado que ϕ es el número de partículas beta por unidad de tiempo y área, si la fuente es beta pura, número de partículas por unidad de tiempo es Actividad de la fuente y área es el del casquete esférico con radio igual a d. Por lo tanto:

$dH/dt = A\ (S/\delta)\ \bar{E}_\beta\ e^{-(\delta x)\ S/\delta} / 4\ \pi\ d^2$, (fórmula 1)

donde:

A es la Actividad Absoluta de la fuente;

$\bar{E}_\beta$ es la energía beta media de la fuente;

(S/δ) es el Poder Másico de Detención y representa la pérdida de energía por unidad de espesor másico; depende de $\bar{E}_\beta$ y es prácticamente independiente del Z;

(δ x) es el espesor másico del absorbedor.

$e^{-(\delta x)\ S/\delta}$ da cuenta de la atenuación del flujo de partículas beta en el medio atravesado.

La expresión exponencial (fórmula 1), corresponde a la primera parte de la curva de la Figura 2. Merece señalarse que el carácter exponencial de dicha zona es aproximado y enteramente empírico, ya que no existe hasta el presente un modelo para calcularla. Las razones para este carácter exponencial aproximado son: el espectro continuo de las partículas beta y el carácter aleatorio del alcance de las partículas beta, lo que implica una diferencia sustancial entre el rango extrapolado y el rango medio (Straggling). Si en esta fórmula aproximada efectuamos las correspondientes transformaciones de unidades:

Actividad A queda expresada en Ci,

$\bar{E}_\beta$ (Energía media) en MeV por desintegración,

S/δ en cm^2/g,

d en cm,

el exponente $e^{-(\delta x)\ S/\delta}$ se expresa sin unidades, entonces:

$dH/dt = A\ [Ci] \times \bar{E}_\beta\ [MeV/des] \times S/\delta\ [cm^2/g] \times e^{-(\delta x)\ S/\delta} / 4\ \pi\ d^2\ [cm^2]$ (fórmula 2)

$$dH/dt = \frac{A\ [\frac{Ci \times 3{,}7 \times 10^{10} Bq \times des}{Ci \times seg \times Bq}] \times \bar{E}_\beta\ [\frac{MeV \times 1{,}6 \times 10^{-13} \times J}{des \times MeV}] \times S/\delta\ [\frac{cm^2}{g \times 10^{-3}\ kg/g}]}{4\ \pi\ d^2\ [cm^2]} \times e^{-(\delta x)\ S/\delta}$$

$dH/dt =$
$A\ [Ci] \times \bar{E}_\beta\ [MeV/des] \times S/\delta\ [cm^2/g] \times 3{,}7 \times 10^{10} \times 1{,}6 \times 10^{-13} \times [J/kg] \times 10^3 \times 3{,}6 \times e^{-(\delta x)\ S/\delta} /$
$4\ \pi\ d^2\ [cm^2]$

de donde resulta que el factor numérico para la transformación de la Actividad expresada en Ci, la Energía media expresada en MeV/des y la distancia de la fuente al punto considerada en cm, al Equivalente de Dosis dado en Sv/h, es de 1700. Para Actividades normalmente expresadas en mCi, como ocurre en el laboratorio bioquímico, la transformación está dada por el número 1,7 para la expresión final de la Dosis Equivalente en Sv/h.

RESULTADOS

De la aplicación de esta fórmula se deduce que, para fuentes de ^{32}P de actividades de 1 mCi como suelen ser las utilizadas en Bioquímica, y a 30 cm de distancia:

$dH/dt = A\ [Ci] \times \bar{E}_\beta\ [MeV/des] \times S/\delta\ [cm^2/g] \times e^{-(\delta x)\ S/\delta} \times 1{,}7/\ d^2\ [cm^2]$

dH = Sv/h.

A = 1; $\bar{E}_\beta$ (Energía media) = 0,7; S/δ = 1,694; $e^{-(\delta x)\ S/\delta} \approx 0{,}97$;

$dH/dt \approx 1{,}28$ mSv/h.

Para la misma fuente colocada en un recipiente de lucite de 2 mm de espesor y a igual distancia de trabajo, $dH/dt \approx 0{,}84$ mSv/h.

Estos resultados demuestran que en la práctica es necesario blindar cualquier fuente de un emisor beta puro con un espesor de lucite mayor al alcance máximo de las partículas beta en lucite. Para el ^{32}P ese valor es de 0,75 cm. Para espesores mayores que el alcance máximo, $e^{-(\delta x)\ S/\delta}$ no existe, ya que para ese espesor no hay partículas beta (Figura 2); el flujo de partículas beta que salen del blindaje es nulo y por ende la probabilidad de irradiación también es nula.

En ciertas prácticas médicas terapéuticas se utilizan 10 mCi de ^{32}P en un catéter de delgadas paredes de lucite (1mm); en ese caso, dH/dt es cercana a los 150 mSv/h. Utilizando lucite como blindaje, se minimiza, aún para actividades altas, la aparición de fotones de frenamiento ya que el Z del lucite es bajo.

Figura 1. Espectro de emisión de partículas beta correspondientes al ^{32}P.

Figura 2. Curva de Alcance beta.

Figura 1

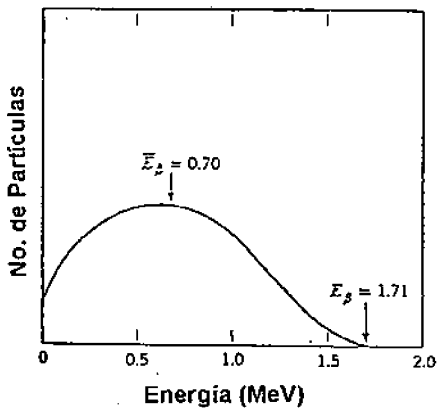


Figura 2

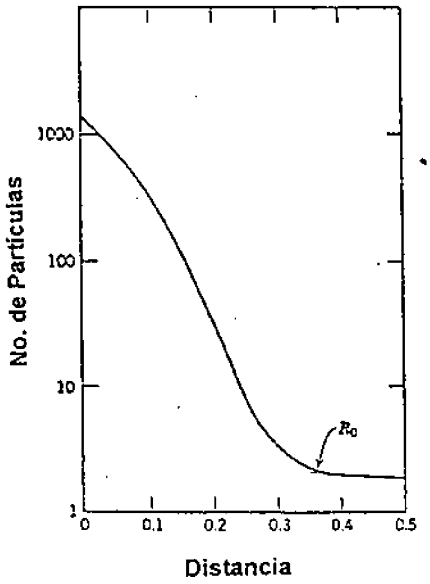
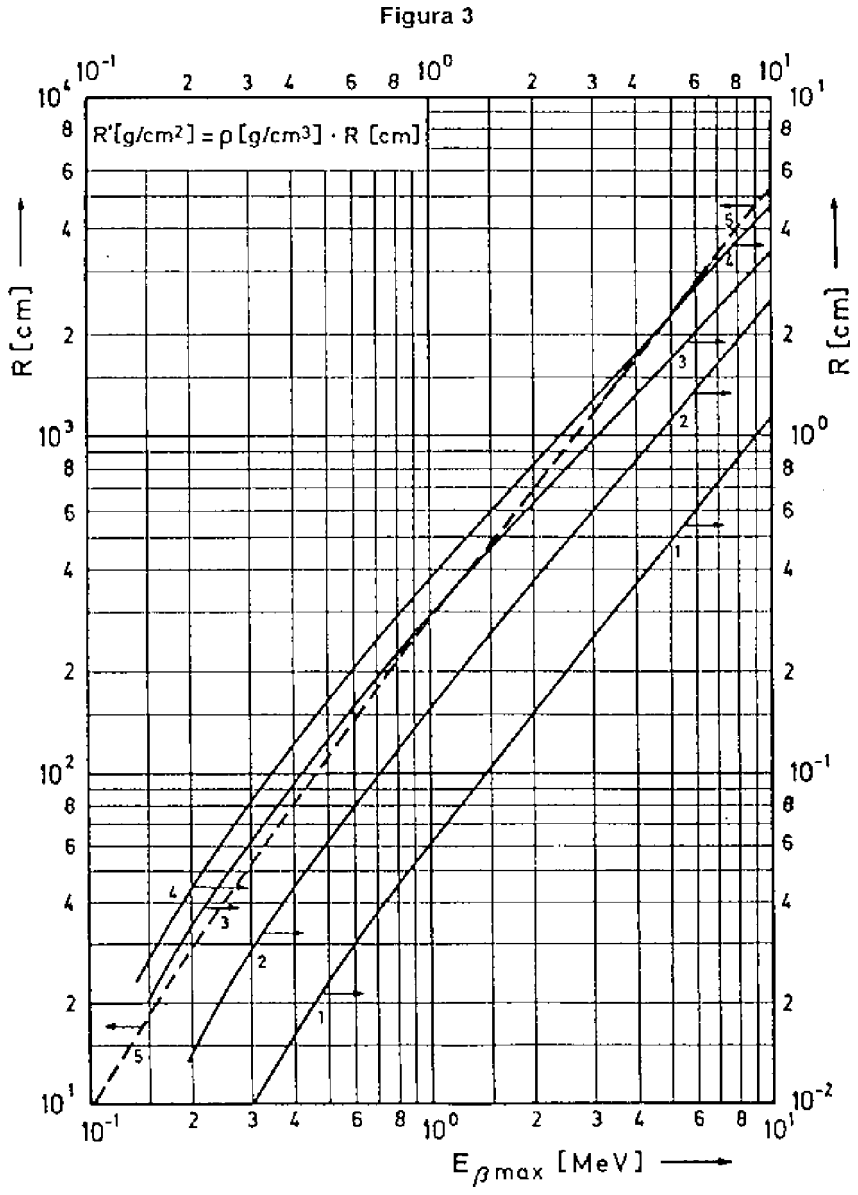


Figura 3. Curvas de Alcance para distintas energías y absorbedores.



	δ		δ
1) Eisen Iron Fer Hierro	7,87	4) Plexiglas Lucite Plexiglas Plexiglas	2,60
2) Pyrexglas Pyrex glass Pyrex Vidrio pyrex	2,60	5) Luft Air Air Aire	0,0013
3) PVC	1,38		

CONCLUSIONES

En el presente trabajo calculamos mediante fórmulas aproximadas la dosimetría de fuentes de ^{32}P utilizadas en prácticas médicas y biomédicas.

Puede asumirse en general que la dosimetría de partículas beta de bajas energías (menores de 1 MeV) es importante sólo para las superficies descubiertas del operador: extremidades, particularmente las manos y antebrazos, y el rostro.

Para energías más altas, como el caso que nos ocupa y dada las dificultades que ofrece una adecuada dosimetría personal, es fundamental poner énfasis en el entrenamiento del personal que llevará a cabo la práctica, el tiempo que insumirá la misma y los blindajes a utilizar.

BIBLIOGRAFÍA

1. D.F. Regulla. Importance of exposure to beta particles in practical radiation protection. Radiation Protection Dosimetry, vol. 14, 95-100, 1986.

2. L.A. Rathbun, G.W R. Endres, R.A. Fox, P.L. Roberson and R.J. Scherpelz. Beta particle Measurement and Dosimetry at NRC-licenced Facilities. NUREG/CR - 3544, PNL – 4886, 1984.

3. F. Rohloff, M. Heinzelmann. Calculation of Dose Rates for Skin Contamination by Beta Radiation. Radiation Protection Dosimetry, vol 14, 4, 1986.

4. ICRU-37. Stopping Powers for electrons and positrons. Bethesda, 1984.

5. Chart of the Nuclides. 6th Edition, 1995.

Developing and Implementing Safety Culture in the Uses of Radiation Sources

Rojkind, R.H.

Presentado en: International Conference on the Safety of Radiation Sources
and the Security of Radioactive Materials.
Dijon, Francia, 14-18 setiembre 1998

DEVELOPING AND IMPLEMENTING SAFETY CULTURE IN THE USES OF RADIATION SOURCES

Rojkind, R.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

This paper presents an approach to develop and implement safety culture in the uses of radiation sources in medicine, industry, agriculture, research and teaching, and makes reference to the experience gained by the industries where that culture has been developed and improved, i.e. the nuclear industry.

Suggestions to assist progress toward safety culture are here described for regulators, organisations using those sources, and professional associations. Even though emphasis is given to small organisations or teams of workers, this approach may be also useful to greater organisations like industrial irradiation companies or governmental research laboratories. In each case, parties being the principal focus of the learning process toward a progressive safety culture should be identified.

I - INTRODUCTION

The International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) [1] described two general components of safety culture: a framework in the organisations that is created by management, and an attitude of staff at all levels in responding to and benefiting from that framework.

The development of those components is of mayor importance regarding the widespread uses of radiation sources in medicine, industry, agriculture, research and teaching. Safety culture and feedback from experience are of critical significance for the prevention of radiological accidents involving these sources [2-4], and are helpful to deal with the problem of orphan radioactive sources [5].

Orphan radioactive sources are those sources out of control of the user or the Regulatory Body. Those sources may have been misplaced, discarded, lost, or stolen, and in some cases the Regulatory Body may have no notice about them until an abnormal situation occur [6].

A well developed and implemented safety culture is essential. Inadequate training of the staff, mishandling of sources, poorly defined procedures and lack of a questioning attitude, are some of the most important lessons learned from accidents.

II - REMARKS ON SAFETY CULTURE

Industrial radiography teams or companies, nuclear medicine services, industrial plants using few industrial gauges, are examples of small organisations whose staff have only the necessary technical knowledge to manipulate the sources. Irradiation plants, nuclear pharmacies, hospitals, are in turn examples of greater organisations with skilled professional and technical staff working under well established operational procedures.

A number of countries have only small sized organisations or teams of workers using radiation sources. Translation to them of the practical experience in safety culture gained in the nuclear industry [1,7,8], requires careful consideration of the particular social and economical context which they work in.

The small size of those organisations and their unfavourable working environment may not guarantee sound internal discussions or appropriate learning conditions on safety issues. Inappropriate attitudes at both individual and staff level may compromise their commitment on safety culture development and implementing.

In these cases, as safety culture recommendations alone may not convince individuals to adopt the behaviour needed, social mechanisms will have to be set in place to promote individual commitment [9].

Universities and professional boards may promote learning process to assist safety culture development, and ethics review committees in medicine should address safety issues to certify standard quality in medical treatments using radiation sources.

Discussion meetings, technical refresh courses, and periodic update communications in professional boards and associations, should play for the individuals working in small organisations, the role assigned by safety culture to the upper-down and bottom-up communications in large organisations.

Concepts like organisational culture, unity of purpose among employees, behaviour of employees toward each other and toward others external to the organisation, should be adapted and made suitable to the size, diversity and environment of small or even unipersonnel organisations.

III - SOCIAL MECHANISMS

In order to help to overcome those drawbacks on safety issues of small organisations, the regulatory body should focus its attention on the unions or associations formed by them. As memberships of the unions, the organisations are parts of an extended network with similar interests and difficulties.

Each of these networks may be considered as the subject in the concepts of vision, mission, goals and values of safety culture. The sense of accountability of the organisations in the network would help to promote safety improvement nation-wide.

Institutions engaged in research & development activities in medical and industrial uses of radiation sources, should support safety culture development and implementation in these networks. Working jointly with regulators, these institutions should provide sufficient scientific and technological context for progressive updating of the staff of small organisations.

This approach is being implemented successfully in Argentina, and these are some examples:

1. The National Atomic Energy Commission and the Ministry of Public Health working together with professional associations of radiotherapists and phycisists, conduct since the sixties programs aimed at promoting medical excellence and radiological safety in teletherapy

Annual nation-wide intercomparisons of dosimetric methods in teletherapy are being launched in that context.

2. Discussion meetings with organisations working in industrial gammagraphy, with nuclear medicine professional associations, etc., are being conducted periodically by the Nuclear Regulatory Authority in order to promote safety culture in those practices.

IV - STAGES OF DEVELOPMENT OF SAFETY CULTURE

National policies are a necessity to boost the development and implementation of radiological safety and security in the organisations responsible for the uses of radiation sources. In particular, in the case of small organisations, teaching institutions and professional associations should occupy significant roles to support learning processes.

Management and technical staff responsibilities in these organisations usually are not clearly defined. Highly skilled professionals or technicians are the exception, and in general the technical staff have only the necessary knowledge to deal with their work. These organisations do not facilitate training and periodical retraining of their staff, and they lack of a policy to disseminate information on safety issues.

Understanding of safety culture and self diagnosis of its stage of development may be difficult in their environment of economical urgencies, small number of employees, and other adverse constraints. Professional associations should help organisations and individuals in their understanding of safety issues, and should provide an appropriate environment for “horizontal” communications between them.

The following classification of stages of development of safety culture in small organisations, is descriptive and not rigid. At any time they may exhibit a combination of the following main characteristics of the stages.

Stage i - Safety issues are not fully addressed by the organisation.

Stage ii - Safety issues are addressed mainly to comply with regulations or as a formality.

Stage iii - Good safety performance becomes an organisational and individual goal.

V - ACTIONS TOWARD SAFETY CULTURE

The suggestions in Table I are examples of some actions aimed at assisting organisations in their progress toward higher stages of development of safety culture.

They are directed to managers, owners, professionals, or anyone occupying top positions at an organisational structure, and are listed for stages i and ii previously mentioned.

Table I - Suggestions to assist progress toward safety culture in the uses of radiation sources

Stages	Suggestions
i to ii	– Require support from other organisations (professional associations, regulators) to review or formulate safety policy, and communicate that action to the staff.
	– establish safety training of the managerial level and the staff.
	– facilitate employees participation in the activities of professional associations.
	– introduce regular review of safety and seek for employee’s suggestions in order to identify areas of improvement, with emphasis on safety and security of spent sources.
	– make employees aware of safety issues as part of quality performance.
ii to iii	– make employees aware of strategic goals that relate quality and safety to long-term profits or redits.
	– make employees aware of other organisations who have successfully improved their safety performance, to demonstrate that achievement is possible.
	– Review safety performance and make employees aware that safety is not only a technical issue. Promote a questioning attitude to prevent the problem of orphan sources.
	– Facilitate cross communications with similar organisations and start collaborative work with regulators.

VI - ERRORS AS A LEARNING OPPORTUNITY

Employees at small organisations should be encouraged to report human errors during operations. Even though economical difficulties normally experienced by these organisations compromise their commitment on safety culture, manager should promote employee participation in professional boards and associations to discuss and learn lessons about their experience.

Special attention should be paid to cognitive mechanisms as they determine the extent to which questioning attitude is retained during operations [7]. When the individual is experienced the operations become automated to such an extent that they no longer require conscious control.

VII - THE ROLE OF THE REGULATORY BODY

The Regulatory Body should conduct a review of the factors in the national culture that may have significative influence in the developing and implementing of safety culture, and should promote programs aimed at assisting small organisations in the cultural changes their staff must undergo.

It should also consider the following points:

- retaining its role as driving force toward safety culture in the uses of radiation sources,
- increasing its attention on safety issues during compliance monitoring at small organisations,
- following up any radioactive source whose safety is not fully guaranteed, or is not longer in use,
- implementing a sound enforcement program helpful to prevent radioactive sources ending up in the public domain,
- disseminating among the licensees information on enforcement actions and penalties**.**

The Nuclear Regulatory Authority in Argentina has an extensive experience gained in the control of radiation sources, and as described in Section III it has successfully promoted actions toward safety culture in the small organisations. It has also implemented monitoring compliance [10] and enforcement [11] programs whose practical guidelines are aimed at the prevention of radiological accidents. Special attention is paid in these programs to indicators of problems of orphan or spent sources, and immediate actions are taken to provide for their safety and security.

VIII - CONCLUSIONS

An approach based on actions by Regulatory Bodies and by some social mechanisms may be helpful to facilitate the implementation of safety culture in small sized organisations working with radiation sources. In particular, this approach would be useful to prevent radiological accidents and to deal with orphan radioactive sources.

These actions of social mechanisms, according to national peculiarities, rest on the role the professional boards and associations should play. They should provide small sized organisations and individuals with a suitable environment for cross communications, technical updating and learning on safety issues.

Some actions described here may help the organisations to achieve higher stages of development of safety culture. A questioning attitude of the staff may prevent the problem of orphan sources.

The Regulatory Bodies should probably retain during a long time a leading role promoting safety culture, and should also have monitoring compliance and enforcement programs aimed at detecting and securing spent and orphan sources. They should also consider disseminating information on enforcement actions to licensees.

IX - REFERENCES

1. International Nuclear Advisory Group, Safety Culture, IAEA Safety Series N° 75-INSAG-4, Vienna (1991).

2. International Atomic Energy Agency, The radiological accident in Goiania, IAEA STI/PUB/815, Vienna (1988).

3. Comision Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias - Secretaria de Energía, Minas e Industria Paraestatal, Accidente por contaminación por Cobalto-60, CNSNS-IT-001, México (1984).

4. International Atomic Energy Agency, Lessons learned from accidents in industrial irradiation facilities, IAEA STI/PUB/1015, Vienna (1996).

5. Telleria, D., Spano, F. and Rudelli, M., “Management of “Orphan” Sources”, These Proceedings Report. Diyon (1998).

6. International Atomic Energy Agency, Nature and magnitude of the problem of spent radiation sources, IAEA-TECDOC-620, Vienna (1991).

7. International Atomic Energy Agency, Developing a safety culture, IAEA Draft of a Safety Practice, Vienna (1996).

8. International Atomic Energy Agency, Examples of safety culture practices, IAEA Safety Report Series No. 1, Vienna (1997).

9. Baumont, G., “Culture and safety culture: Individual and collective attitudes”, IAEA-TECDOC-821, Vienna (1996).

10. Hernandez, D., Telleria, D., Jordan, O., “Frequency of Regulatory Inspections”, These Proceedings Report. Diyon (1998).

11. Rojkind, R.H., “Regulatory control of radioactive sources: Enforcement”, International Conference on the Radiological Accident in Goiania - 10 years later, Goiania (1997).

Frequency of Regulatory Inspections

Hernández, D.G.; Tellería, D.M. and Jordan, O.D.

Presentado en: International Conference on the Safety of Radiation Sources
and the Security of Radioactive Materials.
Dijon, Francia, 14-18 setiembre 1998

FREQUENCY OF REGULATORY INSPECTIONS

Hernández, D.G.; Tellería, D.M. and Jordan, O.D.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The efficacy of a regulatory system to control radiation sources is determined by its appropriated implementation considering the resources available. The available resources are usually limited and, therefore, the effectiveness of the system can be considered as a problem of optimum assignment of resources.

The frequency of inspections could be established considering a "safety indicator" for different practices, as well as from each registrant records. In this work, how to determine the frequency of inspections to registrants controlled by a Regulatory Authority is analysed. The methodology presented includes use of Decision Analysis techniques and experts' opinion.

1. SAFETY DEGREE OF THE PRACTICE

To authorise a practice, the Authority imposes requirements, through legislation and pertinent regulations. Naturally, they are the least according to the Authority necessary to carry on safely the practice.

We have defined "safety indicator" as a multiatribute quantity related with the nature of practices. Different practices have different values of the safety indicator, which could be used to establish inspection frequencies to verify compliance with requirements.

To assess the value of the safety indicator, each practice characteristics should be considered. Besides safety systems, protection measures, probability, and consequences of potential exposures should also be taken into account. In particular the following items should be considered:

- Requirements imposed to authorise the practice.
- Level of standardisation of the practice.
- Complexity of the practice.
- Risk of internal contamination or external irradiation.
- Typical radioactive inventory.
- Probability and consequences of the potential exposures.

2. THE SAFETY INDICATOR FOR REGISTRANTS BEHAVIOUR

One of the main tools to evaluate the safety indicator of each registrant is the regulatory inspection. Inspections should be planned to obtain the required information; in particular "performance indicators" should be considered. Radiation protection aspects are considered as appropriated performance indicators, for instance:

- Level of compliance with regulations.
- Radioactive inventory.

- Training and retraining level of the personnel.
- Safety systems implemented.
- Doses distribution.
- Monitoring data from inspections.
- Accidents occurred.

3. EVALUATION OF SAFETY INDICATOR

The safety indicator of a practice and for a registrant in particular can be evaluated by means of appropriate Decision Analysis techniques, using experts' opinion [1], [2].

The multi-attribute utility analysis uses a scoring scheme or multi-attribute utility function, *U*, to rank the practices or installations, considering the *I* relevant radiological factors. This classification is carried out through utility function for each factor, u_I that indicates the relative desirability of the possible outcome for the factor *I*. Usually the value one is adopted for the best outcome and the value of zero for the worst one. The multi-attribute utility function is given by:

$$U = \sum_I k_I \cdot u_I$$

where k_I represents scale constants that express the relative importance assigned to each attribute. These constants are generally normalized in such a form that $\sum_I k_I = 1$.

4. THE FREQUENCY OF INSPECTION FOR PRACTICES

Experts' opinion can be used to carry out a formal Decision Analysis or, in a simpler manner, it can be used to rank the practices according to the value of its safety indicator. For example, the following categories could be used:

PRACTICES SAFETY INDICATOR	EXTREMELY LOW	UNACCEPTABLE
	VERY LOW	ACCEPTABLE
	LOW	
	MIDDLE	
	HIGH	
	VERY HIGH	

With practices ranked in categories, according to the safety indicator, a relative inspection frequency can be estimated. Let us suppose that the categories have been selected in such way that it is assigned an inspection frequency equal to zero to practices of higher value of the safety indicator, while to that of smaller acceptable value of the safety indicator it corresponds an inspection frequency of one.

In these circumstances, the inspection frequency can be interpreted as a utility function that represents a scaling of the subjective values assigned by the decision-maker (DM) to the consequences of a decision. The utility function captures the attitude toward risk of the decision-maker and it reflects his willingness to take chances. These attitudes can express risk neutrality, risk aversion or risk proneness. See Figure 1.

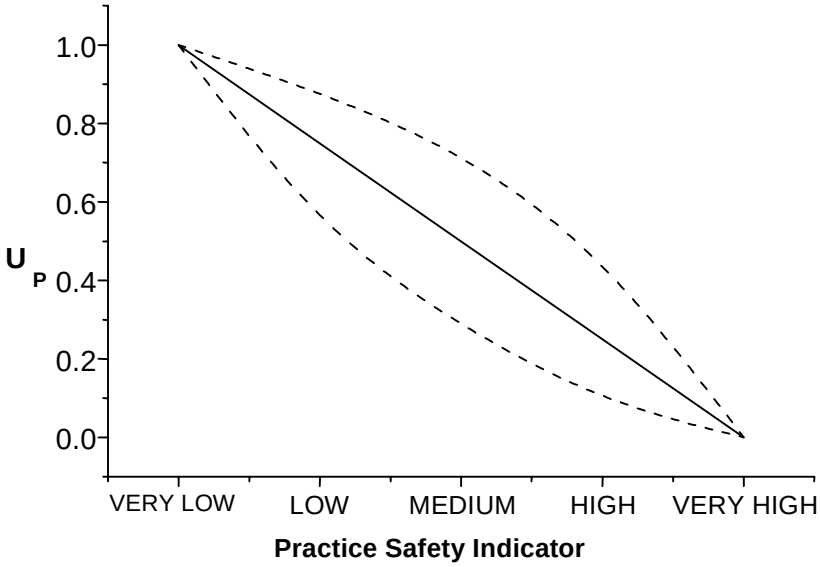


Figure 1. Possible shapes of the utility function for the Practice Safety Indicator

There are several techniques to construct the utility function of the DM [3], [4].

If it is established the maximum inspection frequency for the practices of smallest acceptable value of the safety indicator, *M*, and the minimum inspection frequency for the practices with the highest value of the safety indicator, *m*, the inspection frequency for each practice can be determined with the utility function. For the practice *i*, the basic frequency of inspection is given by:

$$BF_i = U_{Pi}(M - m) + m$$

The inspection frequency is called by us "basic inspection frequency by practice".

5. THE FREQUENCY OF INSPECTION EACH REGISTRANT

The analysis of the records on radiological safety of each registrant carrying out a practice allows the deduction of the value of its safety indicator. In this paper, the safety indicator of each registrant is used as a modifier of the basic inspection frequency for the practice.

In order to determine how much the basic inspection frequency should be modified, due to the radiological safety record of each installation, the Decision Analysis technique previously presented can be used. In that sense, the registrants can be ranked taking into account their own safety indicator, in similar way to the categorisation carried out for the practices.

Assuming that the modifier of the basic inspection frequency varies between 0 and 1 and choosing an arbitrary value of 0.5 for registrants with a safety indicator considered normal, the utility function can take the forms schematised in Figure 2.

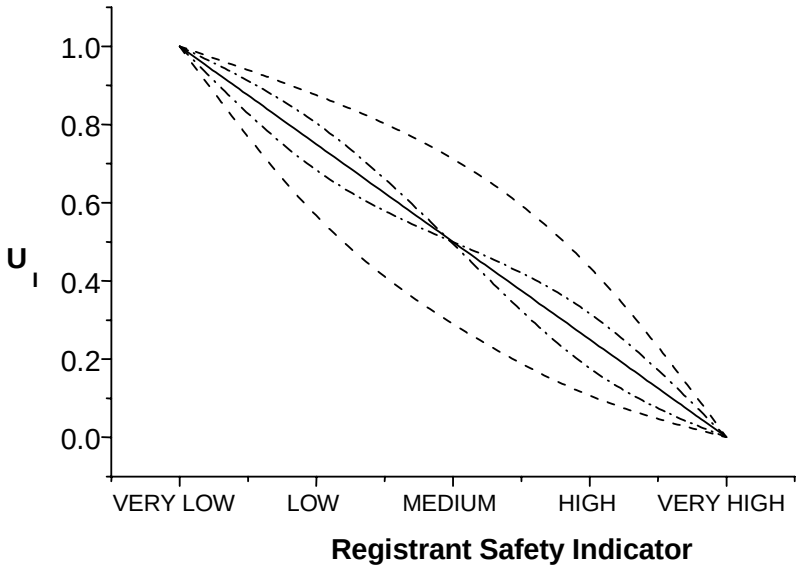


Figure 2. Possible shapes of the utility function for the Registrant Safety Indicator

In that sense, the inspection frequency for a registrant *j* that carries out the practice *i* is:

$$F_{ij} = BF_i + k\,(U_{Ij} - 0.5)$$

Being for a new installation $U_{Ij}=0.5$.

The constant *k* indicates the relative weight that is assigned at the safety indicator of the practice and the safety indicator of the registrant, and can be determined considering the preferences of the DM [3].

In a less rigorous but much simpler way, the constant k can be determined considering how much it could be accepted that the basic inspection frequency per practice is modify by the registrant records.

6. CONCLUSIONS

The proposed method allows determining the inspection frequency to different registrants, considering the value of a safety indicator of the practice, and the records of each registrant. In such way, it is possible to achieve a simple, logical and systematic assignment to the available resources in a complex framework.

REFERENCES

1. RAIFFA, H., Decision Analysis, Addison-Wesley, Reading, (1969) 308 pp.
2. COVELLO, V.T. Decision Analysis and Risk Management Decision Making: Issues and Methods, Risk Analysis, Vol. 7, No. 2 (1987) 131-139
3. WINKLER, R.L. and HAYS, W.L., Statistics, Holt, Rinehart, Winston (1975) 783 pp.
4. DeGROOT, M.H., Reaching a Consensus, Journal of the American Statistical Association, Vol. 69 No. 345 (1974) 118-121.

Resultados de una encuesta sobre actividad de radiofármacos administrada a pacientes en prácticas de medicina nuclear

Curti, A.R.; Gatica, N.A. y Melis, H.J.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

RESULTADOS DE UNA ENCUESTA SOBRE ACTIVIDAD DE RADIOFÁRMACOS ADMINISTRADA A PACIENTES EN PRÁCTICAS DE MEDICINA NUCLEAR

Curti, A.R.; Gatica, N.A. y Melis, H.J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el año 1997 la Autoridad Regulatoria Nuclear organizó la recopilación de información, con fines estadísticos, sobre radiofármacos utilizados en las prácticas de diagnóstico y tratamiento en medicina nuclear. El objetivo principal de esta encuesta fue conocer los niveles de actividad que se administra a los pacientes en los diferentes estudios, estimar las dosis resultantes en la población debido a esta fuente de exposición y disponer de datos del país para enviarlos al Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de la Radiación Atómica (en inglés UNSCEAR), colaborando de esta manera en la recopilación de información que realiza ese organismo, a nivel mundial.

Se analizó la información recibida y se estimaron, para las prácticas diagnósticas más frecuentes, la actividad media administrada, su dispersión, la distribución del número de prácticas por grupo de edades, sexo, y por radiofármaco utilizado. Se estimaron las dosis resultantes en la población para niños y adultos.

A fin de ubicar los resultados en un marco de referencia se compararon los valores medios de actividad administrada con los valores publicados por el Organismo Internacional de Energía Atómica en la Guía de Seguridad Nº 115 (1996).

Como conclusión se destaca la necesidad de continuar con la recopilación de este tipo de información a fin de identificar tendencias en el país en lo referente a la utilización de las prácticas de medicina nuclear para diagnóstico y tratamiento, y a la actividad de los radiofármacos que se administra a los pacientes.

ABSTRACT

In 1997, the Nuclear Regulatory Authority of Argentina carried out a compilation of data on radiopharmaceuticals administered to patients in nuclear medicine procedures. Its aim was to get information on the radiopharmaceuticals that are used in different procedures and the activity administered to the patient, to assess the radiation exposure of the population and to contribute to a global survey of medical radiation usage and exposures conducted by the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), by sending information of the country.

The data compiled were analysed, and for the most frequent procedures, the mean activity administered, the standard deviation, the distribution of the number of procedures for different age groups, sex and radiopharmaceuticals were assessed. The radiation exposure for children and adults was estimated.

For the main diagnostic examinations, the results of the survey were compared with specific values published in the Basic Safety Standards of the International Atomic Energy Agency (Safety Series Nº 115, 1996).

As a conclusion, it may be point out the importance of continuing with the compilation of this kind of information in order to identify emerging trends on the use of nuclear medicine procedures in Argentina and the activity of radiopharmaceuticals administered to the patients.

1. INTRODUCCIÓN

El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de la Radiación Atómica (en inglés UNSCEAR) fue establecido por la Asamblea General en el año 1955. Este Comité Científico presenta anualmente a la Asamblea General, y consecuentemente a la comunidad científica mundial, las últimas evaluaciones sobre las fuentes de exposición a las radiaciones ionizantes, las consecuencias en el hombre de la exposición a dichas fuentes y las dosis en la población mundial debido a la exposición a fuentes naturales y artificiales. Para llevar adelante este trabajo el UNSCEAR se basa en los resultados de la investigación radiobiológica y en estudios epidemiológicos de poblaciones de gente expuesta. Las fuentes de información sobre poblaciones expuestas la constituyen los datos enviados por los países miembros de Naciones Unidas y la información publicada.

Para continuar con su trabajo, UNSCEAR ha organizado una encuesta a nivel mundial para recopilar información sobre usos y exposición, para las prácticas médicas. Argentina, como país miembro de UNSCEAR, ha sido seleccionado para enviar información del país. Es por ello que en el año 1997 la Autoridad Regulatoria Nuclear organizó la primer encuesta para recopilar información sobre los radionucleidos que se utilizan en las prácticas de diagnóstico y tratamiento en medicina nuclear en el país. Los principales objetivos de esta encuesta fueron conocer los niveles de actividad administrada a los pacientes en los diferentes estudios, compararlos con valores de referencia, identificar tendencias, estimar las dosis resultantes en la población debido a esta fuente de exposición y enviar estos datos a UNSCEAR.

2. CARACTERÍSTICAS DE LA ENCUESTA

En el diseño de la encuesta se tuvo en cuenta básicamente la información solicitada por UNSCEAR. La misma incluye, para cada práctica de diagnóstico y tratamiento, la identificación del radionucleido, la actividad mínima y máxima administrada, el número de prácticas en el año, la distribución de ese número de pacientes por grupos de edades (0 - 15, 16 – 40 y > de 40 años) y por sexo. Se identificaron las prácticas más frecuentes, las cuáles corresponden a 9 estudios diagnósticos y 5 prácticas de tratamiento.

La selección del radiofármaco y la actividad a administrar al paciente para realizar un estudio de diagnóstico o tratamiento en medicina nuclear constituyen variables que dependen de un gran número de otras variables, entre ellas el equipamiento disponible, la contextura física, tamaño, edad y estado del paciente. Solicitar información sobre todas estas variables para poder conocer su distribución demandaría un esfuerzo importante a los Responsables de las instalaciones de medicina nuclear para contestar a la encuesta. Es por ello que se ha tratado de solicitar la información mínima necesaria para poder caracterizar la situación en el país, siendo necesario asumir algunas hipótesis para el análisis y condensación de la información.

La encuesta fue enviada a 273 instalaciones de medicina nuclear del país, habiéndose seleccionado fundamentalmente aquellas en las cuales se realiza un mayor número de prácticas de diagnóstico y tratamiento diferentes.

3. RESULTADOS

La encuesta fue respondida por el 23% de las instalaciones participantes. La misma se había planteado de manera de permitir la respuesta en forma anónima. No obstante ello, la identificación de gran número de las instalaciones resultó de suma utilidad para conocer la representatividad de la muestra.

Se presentan a continuación los resultados del análisis de los datos, tanto en lo que respecta a las frecuencias de los estudios como a la actividad de los radiofármacos administrada. No se incluyen los estudios terapéuticos debido a la dispersión de los resultados y a la menor frecuencia de los mismos.

3.1. Distribución de frecuencias

En la Figura 1 se presenta la distribución de frecuencias de las prácticas de diagnóstico más frecuentes y los radionucleidos utilizados, pudiendo incluir cada uno de ellos distintos radiofármacos. Las frecuencias fueron extrapoladas al total del país, a partir de los resultados de la encuesta. Los datos corresponden al año 1997. Las mayores frecuencias se presentan para los estudios óseos y cardiovasculares.

La Figura 2 muestra la distribución del porcentaje de utilización de los radionucleidos, para el grupo de prácticas diagnósticas de la Figura 1. Los radionucleidos empleados con mayor frecuencia son el Tc-99m (62% de los estudios) y el I-131 (21%).

La Figura 3 presenta la distribución de los pacientes por sexo, para cada estudio diagnóstico. Como sería esperable, los estudios cardiovasculares son más frecuentes en los hombres mientras que los estudios en tiroides se presentan con mayor frecuencia entre las mujeres. Esto último es debido al mayor riesgo de patologías en tiroides presente en las mujeres.

La distribución por edades se presenta en la Tabla 1. Estos datos son sólo valores indicativos debido a que se han debido corregir los resultados de la encuesta por las características sesgadas de la muestra, la que incluye un número importante de hospitales pediátricos. El porcentaje de estudios diagnósticos en niños de hasta 15 años fue de a lo sumo el 7% en los estudios renales con Tc-99m.

3.2. Actividad administrada

La Tabla 2 muestra los valores promedio de actividad administrada a los pacientes, por radionucleido y por estudio, y el desvío standard. Cabe aclarar que cada radionucleido incluye distintos radiofármacos, y para el caso de los estudios de ventilación pulmonar, realizados con aerosoles, la información incluida corresponde a una estimación de la actividad incorporada por el paciente.

Para cada estudio y radionucleido, el valor promedio de actividad administrada fue calculado como la media aritmética de los valores medios de cada instalación de medicina nuclear, ponderados por el número de prácticas. Los valores medios de actividad administrada en cada instalación de medicina nuclear fueron calculados como el punto medio entre el valor mínimo y el máximo, debido a la falta de información sobre las características de la distribución de actividad administrada en los pacientes.

Los valores del desvío standard reflejan la dispersión entre las instalaciones de los valores medios, ponderadas por el correspondiente número de prácticas.

Una manera de comparar las dispersiones de la actividad administrada, para los distintos estudios y radionucleidos, es a través de los desvíos standard relativos a los promedios. Por lo tanto, en valores relativos, las dispersiones son mayores para los estudios de perfusión pulmonar, renal, hepático y centellografía de tiroides, realizados con Tc-99m; y captación de tiroides con I-131.

4. ANÁLISIS COMPARATIVO

Para poder poner en perspectiva estos resultados, se los compara con información de referencia publicada por la Agencia Internacional de Energía Atómica (en inglés IAEA) y con los datos de otros países, recopilados y publicados por UNSCEAR.

4.1. IAEA

La IAEA publica en su Guía de Seguridad Nº 115 valores de referencia para las prácticas de diagnóstico en medicina nuclear. Los mismos corresponden, para los principales radiofármacos, a la actividad máxima por estudio para un paciente adulto típico. En la Tabla 2 se incluyeron estos valores de actividad máxima, para los estudios y radionucleidos comparables con los informados en la encuesta.

La actividad media estimada con los supuestos mencionados en el punto 3.2 resulta superior en hasta un 25% para los estudios cardiovascular, ventilación pulmonar, hepático, cerebral y centellografía de tiroides, realizados con Tc-99m.

4.2. UNSCEAR

Para poder comparar los resultados de la encuesta con los valores de otros países, publicados por UNSCEAR en su último libro (1993), se organizó esa información, correspondiente al período 1984/90 en dos grupos de países: Australia, Canadá y Nueva Zelandia; y países de Europa occidental. La misma se presenta en las Tablas 3 y 4, donde es posible visualizar la consistencia entre los valores promedios estimados para Argentina, correspondientes al año 1997 y los valores de los países utilizados como referencia (período 1984/90). Sólo se registraron valores superiores de actividad administrada en Argentina para los estudios hepáticos (25%) y para los cerebrales (8%), ambos realizados con Tc-99m. Cabe aclarar que, según los datos recopilados por UNSCEAR, la tendencia en la actividad media administrada por práctica fue creciente para el período 1970/90, debido a la mayor utilización de equipos SPECT. La Autoridad Regulatoria Nuclear ha enviado recientemente a UNSCEAR los resultados de esta encuesta, extrapolados al total del país.

5. DOSIS EFECTIVA EN PACIENTES

La dosis efectiva es una magnitud utilizada en Protección Radiológica para cuantificar las consecuencias en la salud de la población de la exposición a las radiaciones ionizantes. Para los niveles de dosis que se registran en las prácticas médicas de diagnóstico, las consecuencias en la salud se encuentran dentro del rango de la probabilidad de efectos estocásticos.

Cabe aclarar que el Sistema de Protección Radiológica, recomendado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (en inglés ICRP) para las prácticas médicas, establece que no se apliquen límites de dosis para la exposición de los pacientes. Normalmente, las exposiciones médicas tienen como finalidad producir un beneficio directo para el individuo expuesto, y si la práctica está justificada y la protección optimizada, la dosis en el paciente será tan baja como sea compatible con los propósitos médicos.

La dosis efectiva en el paciente debido a la administración de radiofármacos en las prácticas de medicina nuclear se estima mediante la utilización de modelos metabólicos y dosimétricos. Las publicaciones de la Comisión Internacional en Protección Radiológica (en inglés ICRP) números 53 y 62 presentan una serie importante de factores dosimétricos que relacionan la dosis efectiva con la unidad de actividad administrada.

La Tabla 5 muestra los factores dosimétricos para tres grupos de edades, para los radiofármacos utilizados con mayor frecuencia en los estudios diagnósticos analizados en este trabajo. Puede resultar de utilidad identificar los radiofármacos para los cuáles el factor dosimétrico sea considerablemente mayor para niños de 1 año de edad respecto de los adultos. Este es el caso para el Tl-201 y el I-131.

Como valores de referencia, la Figura 4 muestra la dosis efectiva estimada en un paciente adulto, por estudio diagnóstico y para cada radionucleido. Para estimar esta dosis efectiva se supone que se le administra una acividad igual al valor promedio indicado en la Tabla 2, para el radiofármaco más frecuente, indicado en la Tabla 5. No se incluye en esta Figura la dosis debido a la administración de I-131 como ioduro de sodio para los estudios de centellografía o captación en tiroides, debido a que ella depende del porcentaje de captación del iodo por la tiroides de cada paciente, siendo este órgano de muy alta radiosensibilidad respecto del iodo.

La Tabla 6 presenta, como valores de referencia, los factores dosimétricos para el I-131 y el I-123, considerando un porcentaje de captación del iodo por la tiroides del 5 y del 35%. El I-123 se incluye sólo a título informativo, debido a su creciente uso en los países europeos en lugar del I-131, por producir menor dosis en el paciente.

6. CONCLUSIONES

Los resultados de la encuesta muestran que en general, para las prácticas diagnósticas en medicina nuclear, la actividad promedio administrada por estudio es consistente con los valores de referencia publicados por IAEA en su Guía de Seguridad Nro. 115 y los valores de otros países publicados por UNSCEAR en su último libro (1993).

Si bien la Autoridad Regulatoria Nuclear no tiene competencia en el control de las dosis que reciben los pacientes en las prácticas médicas, se destaca la necesidad de continuar con la recopilación de este tipo de información a fin de identificar tendencias en el país en lo referente a la utilización de las prácticas de medicina nuclear para diagnóstico y tratamiento, a los radiofármacos empleados y a la actividad que se administra a los pacientes.

Se debería además, difundir información sobre las dosis efectivas en los pacientes debido a las prácticas de diagnóstico en medicina nuclear, tanto para poder comparar los efectos en los pacientes debido a la utilización de distintos radiofármacos para realizar un mismo estudio, como para poder identificar los radionucleidos para los cuales las dosis en los niños resultan mucho más elevadas que en los adultos.

BIBLIOGRAFÍA

1. ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR - 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. 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.

4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY -International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources - Safety Series No. 115- IAEA, Vienna, 1996.

5. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION - Radiation Dose to Patients from Radiopharmaceuticals, ICRP Publication 53, Oxford, Pergamon Press, 1987.

6. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION - Radiological Protection in Biomedical Research, ICRP Publication 62, Oxford, 1991.

7. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION - Radiological Protection and Safety in Medicine, ICRP Publication 73, Oxford, 1996.

8. Wagner, Henry; Zsolt Szabo, M.D.; Buchanan, Julia – Principles of Nuclear Medicine, W.B. Saunders Company, United States, 1995.

Tabla 1. Distribución de pacientes por edades (porcentaje)

Práctica diagnóstica	Radionucleido	0-15 años	16-40 años	>40 años
óseo	Ga 67	0	5	95
óseo	Tc 99m	6	22	72
óseo	Tl 201	0	30	70
cardiovascular	Tc 99m	0	17	83
cardiovascular	Tl 201	0	9	91
perfusión pulmonar	Ga 67	0	12	88
perfusión pulmonar	Tc 99m	6	10	84
ventilación pulmonar	Tc 99m	4	10	86
centellografía de tiroides	Ga 67	0	0	100
centellografía de tiroides	I 131	3	57	40
centellografía de tiroides	Tc 99m	4	46	50
renal	I 131	-	-	-
renal	Tc 99m	7	41	52
hepático	Tc 99m	6	22	72
captación de tiroides	I 131	4	52	44
cerebral	Tc 99m	4	10	86

Tabla 2. Comparación de resultados de la encuesta con valores de referencia
fuente: IAEA, Safety Series 115 (1996)

Práctica diagnóstica	Radionucleido	Actividad máxima MBq (SS 115)	Actividad media MBq (encuesta)	Desvío standard MBq (encuesta)
óseo	Ga 67		204	41
óseo	Tc 99m	800	781	192
óseo	Tl 201		92	0
cardiovascular	Tc 99m	800	877	192
cardiovascular	Tl 201	100	89	11
perfusión pulmonar	Ga 67		200	33
perfusión pulmonar	Tc 99m	200	181	78
ventilación pulmonar	Tc 99m	80	100	28
renal	I 131		6	2
renal	Tc 99m	350	215	122
hepático	Tc 99m	200	229	107
cerebral	Tc 99m	800	866	137
centellografía de tiroides	Tc 99m	200	248	107
centellografía de tiroides	Ga 67		111	0
centellografía de tiroides	I 131		3	1
captación de tiroides	I 131		2	1

Tabla 3. Comparación de resultados de Argentina con datos de otros países
fuente: UNSCEAR 1993

Actividad (MBq)

Práctica diagnóstica	Radionucleido	Argentina 1997		Países 1 (1984/91)	Países 2 (1985/91)
		Media	Desvío standard	Rango	Rango
óseo	Ga 67	204	41		
óseo	Tc 99m	781	192	720 - 827	420 - 628
óseo	Tl 201	92	0		
cardiovascular	Tc 99m	877	192	740 - 878	650 - 765
cardiovascular	Tl 201	89	11	82 - 85	68 - 98
perfusión pulmonar	Ga 67	200	33		
perfusión pulmonar	Tc 99m	181	78		
ventilación pulmonar	Tc 99m	100	28		
pulmón	Tc 99m			111 - 185	75 - 440
renal	I 131	6	2		1 - 29
renal	Tc 99m	215	122	234 - 415	98 - 282
hepático	Tc 99m	229	107	111 - 162	65 - 183
cerebral	Tc 99m	866	137	730 - 801	350 - 695

Países 1: Australia, Canadá, Nueva Zelandia
Países 2: Dinamarca, Holanda, Noruega, Suecia, Finlandia, Suiza, Reino Unido, Alemania, Italia

Tabla 4. Comparación de resultados de Argentina con datos de otros países
fuente: UNSCEAR 1993

Actividad (MBq)

Práctica diagnóstica	Radionucleido	Argentina 1997		Países 1 (1984/91)	Países 2 (1985/91)
		Media	Desvío standard	Rango	Rango
Captación de tiroides	I 131	2	1	0,6 – 9,5	0,2 – 1,2
centellografía de tiroides	Ga 67	111	0		
centellografía de tiroides	I 131	3	1		1,5 – 9,5
centellografía de tiroides	Tc 99m	248	107	144 - 260	11 - 140

Países 1: Australia, Canadá, Nueva Zelandia
Países 2: Dinamarca, Holanda, Noruega, Suecia, Finlandia, Suiza, Reino Unido, Alemania, Italia

Tabla 5. Factores dosimétricos
fuente: ICRP 53 (1987) - ICRP 62 (1992)

(mSv/MBq)

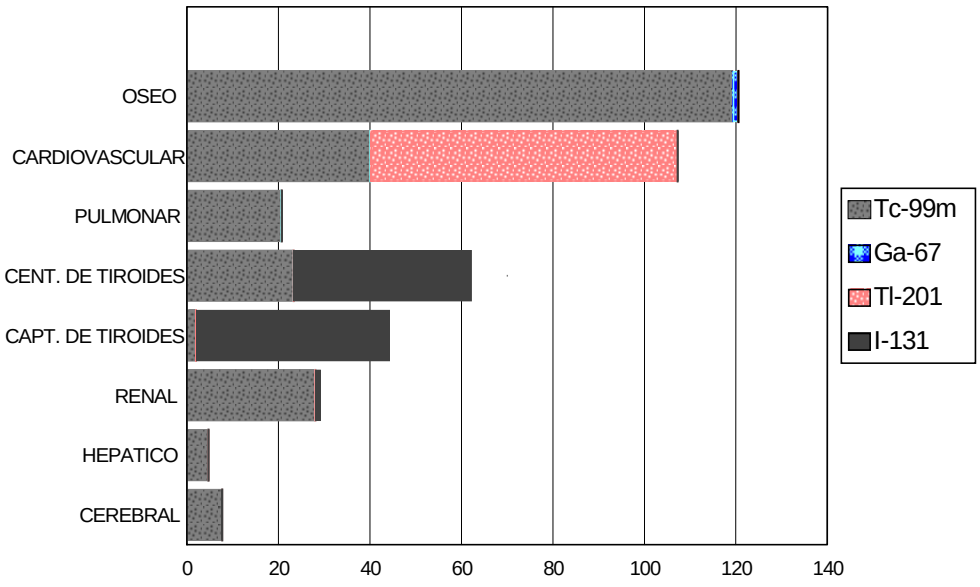
Práctica diagnóstica	Radionucleido	Radiofármaco	1 año	5 años	Adultos	Relación niño 1 año/ adulto
óseo	Ga 67	citrato	$7,9 \times 10^{-1}$	$4,0 \times 10^{-1}$	$1,2 \times 10^{-1}$	**6,6**
óseo	Tc 99m	MDP	$5,0 \times 10^{-2}$	$2,5 \times 10^{-2}$	$8,0 \times 10^{-3}$	**6,2**
óseo	Tl 201	cloruro	$3,0 \times 10^{0}$	$2,0 \times 10^{0}$	$2,3 \times 10^{-1}$	**13,0**
cardiovascular	Tc 99m	MIBI	$5,0 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$	$8,5 \times 10^{-3}$	**5,9**
cardiovascular	Tl 201	cloruro	$3,0 \times 10^{0}$	$2,0 \times 10^{0}$	$2,3 \times 10^{-1}$	**13,0**
perfusión pulmonar	Ga 67	citrato	$7,9 \times 10^{-1}$	$4,0 \times 10^{-1}$	$1,2 \times 10^{-1}$	**6,6**
perfusión pulmonar	Tc 99m	MAA	$6,9 \times 10^{-2}$	$3,8 \times 10^{-2}$	$1,2 \times 10^{-2}$	**5,8**
ventilación pulmonar	Tc 99m	DTPA	$3,6 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$7,0 \times 10^{-3}$	**5,1**
renal	I 131	hipuran	$3,6 \times 10^{-1}$	$1,9 \times 10^{-1}$	$6,5 \times 10^{-2}$	**5,5**
renal	Tc 99m	DMSA	$6,9 \times 10^{-2}$	$4,0 \times 10^{-2}$	$1,6 \times 10^{-2}$	**4,3**
hepático	Tc 99m	HIDA	$1,5 \times 10^{-1}$	$7,0 \times 10^{-2}$	$2,4 \times 10^{-2}$	**6,2**
cerebral	Tc 99m	HM-PAO	$4,8 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$	$9,3 \times 10^{-3}$	**5,2**
cerebral	Tc 99m	DTPA	$3,0 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$6,3 \times 10^{-3}$	**4,8**
centellografía de tiroides	Tc 99m	pertecnectato	$7,3 \times 10^{-2}$	$4,0 \times 10^{-2}$	$1,3 \times 10^{-2}$	**5,6**
centellografía de tiroides	Ga 67	citrato	$7,9 \times 10^{-1}$	$4,0 \times 10^{-1}$	$1,2 \times 10^{-1}$	**6,6**

Tabla 6. Factores dosimétricos
fuente: ICRP 53 (1987)

(mSv/MBq)

Radionucleido	% de captación de tiroides	1 año	5 años	Adulto
I 131	5	$2,1 \times 10^{1}$	$1,1 \times 10^{1}$	$2,3 \times 10^{0}$
I 131	35	$1,4 \times 10^{2}$	$7,8 \times 10^{1}$	$1,5 \times 10^{1}$
I 123	5	$2,9 \times 10^{-1}$	$1,5 \times 10^{-1}$	$3,8 \times 10^{-2}$
I 123	35	$1,4 \times 10^{0}$	$7,4 \times 10^{-1}$	$1,5 \times 10^{-1}$

Frecuencia anual (estimada)



miles de prácticas diagnósticas

Figura 1

Radionucleidos administrados

Total de prácticas: 396.410

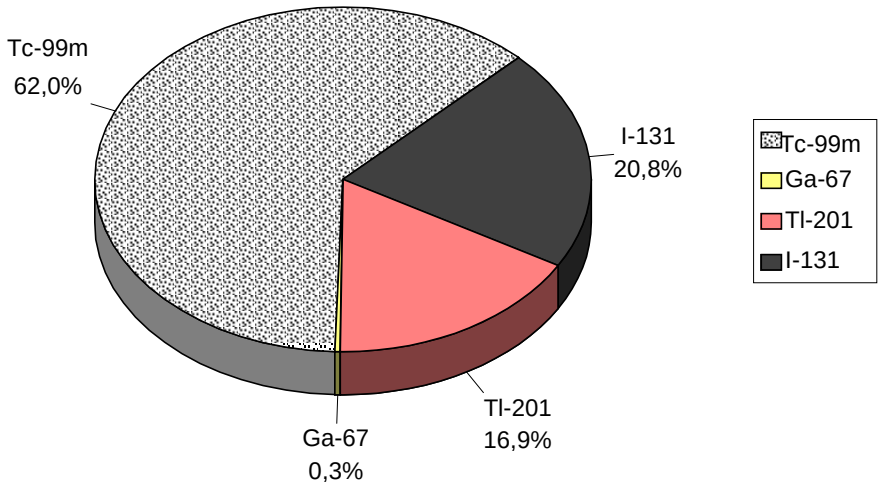


Figura 2

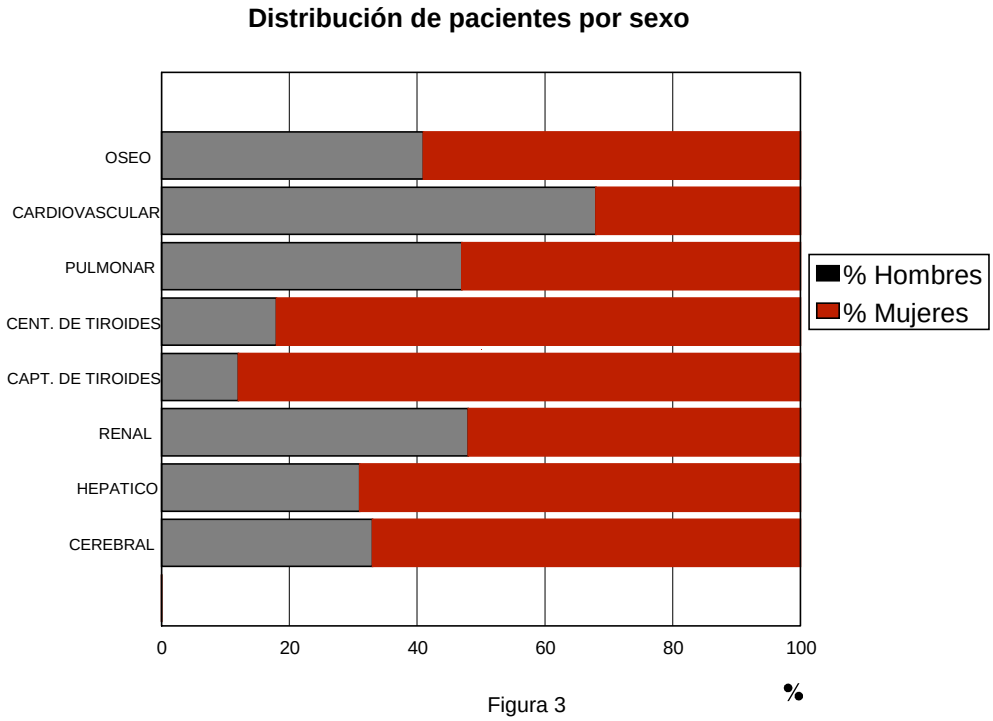

Distribución de pacientes por sexo
OSEO
CARDIOVASCULAR
PULMONAR
CENT. DE TIROIDES
CAPT. DE TIROIDES
RENAL
HEPATICO
CEREBRAL
0
20
40
60
80
100
%
% Hombres
% Mujeres

Figura 3

Numerical Analysis of Single-Phase, Natural Circulation in a Simple Closed Loop

Ambrosini, W. and Ferreri, J.C.

Publicado como PI-5/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

NUMERICAL ANALYSIS OF SINGLE-PHASE, NATURAL CIRCULATION IN A SIMPLE CLOSED LOOP

Ambrosini, W.[*] and Ferreri, J.C.[**]

[*] Universitá di Pisa
Italia

[**] Nuclear Regulatory Authority and CONICET
Argentina

ABSTRACT

The inherent numerical properties of large thermal-hydraulic system codes may be usually verified by means of simpler codes, dealing with selected cases of restricted practical application. The authors provided an example of such methodology in their previous work, in relation with the RELAP5 series of codes. The problem considered was the single-phase, natural circulation flow in a simple loop, under unstable flow conditions. Neutral stability curves were derived for the system and the effect of the number of nodes in the expected behavior of the system was consequently analyzed. The ad hoc codes previously developed have been further refined, to analyze the problem under two approaches: a) a nodal one, based on a finite-difference approximation and, b) a modal one, based in a modal decomposition of the governing equations in Fourier series. Theoretical values for the steady state parameters are obtained for both approximations. The nodal code was used as the standard approximation and different schemes of different order have been used. Then, the effect of the number of nodes in the damping of the system was quantitatively determined. The modal code, with the number of modes ranging from 30 to 100, was used as an approximation free of numerical diffusion. In this case, the energy equation was solved considering also a constant diffusion term, allowing a partial simulation of the numerical diffusion of the nodal approximation. In this way the analysis allowed the modal analysis to be performed including an average value of the diffusion arising from the upwinding in the nodal solution. Results show that the inclusion of this diffusion reasonably accounts for the damping of the solution, allowing a qualitative recovering of the nodal behavior. System non-linearity naturally precludes the exact coincidence of the results obtained. A similar analysis may be used to assess the effect of the number of nodes of a given discretization on the dynamics of more complex thermal-hydraulic systems.

I. INTRODUCTION

The theoretical results given by Pierre Welander [1] in a pioneering paper have been used by the authors in a previous paper [2] to test the capability of the RELAP5 series of codes [3] to predict instabilities in single-phase flow. These results were related to single-phase, natural circulation flow in a loop made of two parallel, adiabatic circular 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, now reported in [4]. Despite its restrictions, the problem of natural circulation in single-phase flows is quite common in many situations of interest in the nuclear industry. In [2], the analysis in [1] was generalised in order to keep strictly the same hypotheses of the original derivation. Then, an unstable flow condition was defined to check the effect of the nodalization on the appearance of oscillations. In this way it was possible to define the limits of applicability of a coarse nodalization using RELAP5. In this paper the results in [1] are revisited once again, to show the results of further developments of the *ad hoc* codes used to verify the effects of the nodes number in the stability maps. To comply with this purpose, finite-differences schemes of various orders have been used. Also, a modal decomposition approach in terms of Fourier series was implemented. The results are presented in a non usual way, defining maps of departure from neutral stability. The sections to follow define the problem, some of the different schemes adopted, some trend plots and stability maps for the system under analysis.

II. THEORETICAL ANALYSIS

Fig. 1 shows the geometry of this simple hydraulic system, adapted from [1]. 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 coefficient from/to the heat source/sink is increased to keep constant the total heat transferred. The reader is referred to [2] for a detailed description of the governing equations.

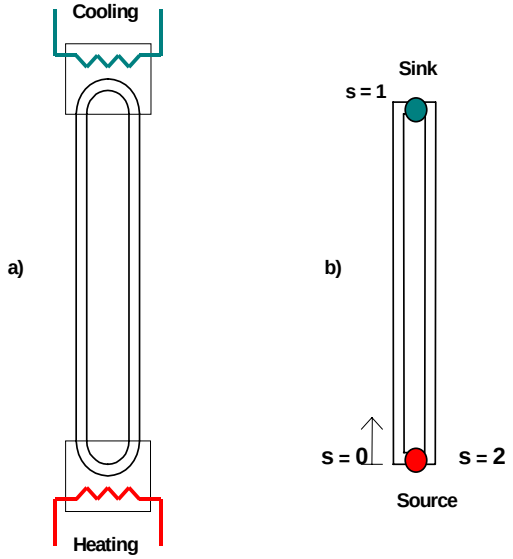


Figure 1. Sketch of the loop geometry.

The resulting dimensionless equations are:

$$\frac{dq}{dt} = \alpha \int_0^1 T \cdot ds \; - \; \varepsilon \cdot q^{\nu} \qquad (t > 0), \qquad (1)$$

for momentum and

$$\frac{\partial T}{\partial t} + q \frac{\partial T}{\partial s} = 0 \qquad (0 < s < 1, \, t > 0) \qquad (2)$$

for energy balance, in which α and ε measure the driving (buoyancy) forces and the friction in the loop respectively.

To obtain Equations (1) and (2) it was taken advantage of the observed anti-symmetry of temperature distribution along the loop, allowing for solving the problem only in the interval $s \in (0,1)$, provided that appropriate boundary conditions are specified for the dimensionless temperature in $s = 0^+$ and $s = 1^-$.

Welander, solving the energy equations in the source and the sink for steady state conditions, gave these boundary conditions. This is justified by the small length of both, and assuming anti-symmetry of temperature distribution along the loop:

$$T(0^+, t) + T(1^-, t) = (1 + T(1^-, t))\left[1 - e^{-1/q}\right]; \; q \geq 0 \; (t > 0) \qquad (3)$$

$$T(0^+, t) + T(1^-, t) = (-1 + T(0^+, t))\left[1 - e^{-1/|q|}\right]; \; q < 0 \; (t > 0) \qquad (4)$$

Initial conditions are also needed for uniquely identifying the specific addressed transient evolution. These are in the form:

$$q(0) = q_0 \qquad (5)$$

$$T(s, 0) = T_0(s) \qquad (0 < s < 1) \qquad (6)$$

Stability of the positive flow fixed point can be studied, in similarity with the original treatment by Welander and current practice in this field, through linearisation of the equations by perturbation [1,4].

Figure 2 reports the neutral curve obtained for $\nu = 1.75$ coherently with the adoption of the Blasius law for wall friction, also showing the location of a reference unstable case.

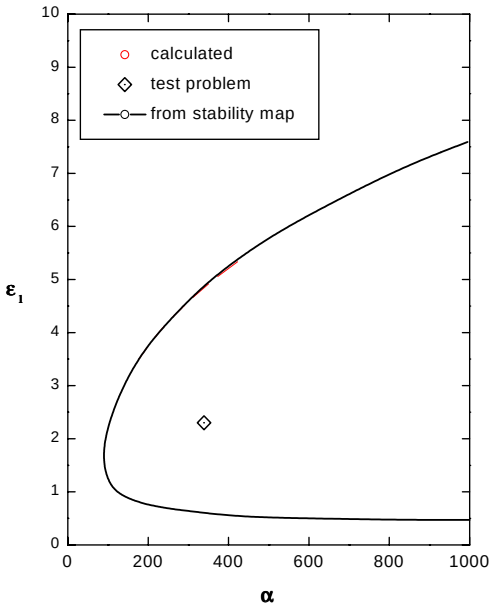


Figure 2. The neutral stability curve for the system of Fig. 1 [1], considering turbulent flow

Adopting Blasius friction law irrespectively of the flow rate does not account for the transition between laminar and turbulent

flow, which would require the calculation of a Reynolds number in place of the above defined dimensionless flow rate. However, the reference value adopted for ν reflects a parametric choice that is useful in discussing the behaviour of system codes when applied to Welander's problem under turbulent flow conditions. Hence, this choice will be kept throughout the whole paper.

III. NUMERICAL RESULTS

In order to get a reference solution for the problem, free from the effects of truncation error arising from numerical discretization in the space co-ordinate, a modal expansion has been adopted for temperature along the thermosyphon loop. The following series is used for representing the temperature distribution along the loop:

$$T(s,t) = \sum_{k=0}^{\infty} S_{2k+1}(t)\cdot\sin[(2k+1)\pi s] + \sum_{k=0}^{\infty} C_{2k+1}(t)\cdot\cos[(2k+1)\pi s] \qquad (7)$$

It includes only odd numbered terms due to the above mentioned anti-symmetry. Since imposing the boundary conditions (5-6) would be difficult in the present case, the energy equation along the whole loop is solved introducing an appropriate mathematical representation for the source and the sink. The following form of the energy equation is therefore adopted:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + q\frac{\partial T}{\partial s} = F_{mod}(q)\left[\,\delta(s)(1-T) + \delta(s-1)(-1-T)\,\right]$$

$$(0 \le s \le 2) \qquad (8)$$

where δ(s) and δ(s-1) are Dirac's delta function centred on the location of the source (s=0) and the sink (s=1) respectively. The function $F_{mod}(q)$ is introduced to have perfect matching between the steady-state conditions calculated by the modal expansion and the ones obtained by the theoretical developments shown above (Ref. 5 gives a detailed analysis of the equivalent source definition and it was also used in [2]).

It can be seen that, due to a symmetrical treatment of the source and the sink in the modal expansion the source average fluid temperature is just the arithmetic mean of the inlet and outlet temperature. Since this is not the case in Welander's treatment, it is necessary to include a source-sink heat transfer multiplier having the following form:

$$F_{mod}(q) = \frac{1-e^{-1/q}}{1/q}\cdot\frac{2}{1+e^{-1/q}} \qquad (9)$$

It can be noted that for increasing dimensionless flow rate the value of the multiplier tends to 1.

If the effect of diffusion must be also accounted for (as it will be necessary in the following sections), a second order term is included in the energy balance equations, leading to:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + q\frac{\partial T}{\partial s} = \mathbb{D}(q)\frac{\partial^2 T}{\partial s^2} + F_{mod}(q)\left(\delta(s)\cdot(1-T) + \delta(s-1)\cdot(-1-T)\right)$$

$$(0 \le s \le 2) \qquad (10)$$

where $\mathbb{D}(q)$ is an appropriate diffusion coefficient, here assumed to be a function of the dimensionless flow rate.

Putting: $q = y_0$, $S_{2k+1}(t) = y_{2k+1}$ and $C_{2k+1}(t) = y_{2k+2}$

(k=0, 1, ...)

and applying the usual weighting in the integration domain, orthogonality of the trigonometric functions adopted in the expansion leads to the following system of ODEs

$$\dot{y}_0 = \alpha\sum_{l=0}^{\infty}\frac{2}{(2l+1)\pi}\cdot y_{2l+1} - \varepsilon y_0^{\nu}$$

$$\dot{y}_{2k+1} = (2k+1)\pi\, y_0\, y_{2k+2} - \mathbb{D}(y_0)\,(2k+1)^2\,\pi^2\, y_{2k+1}$$

$$\dot{y}_{2k+2} = -(2k+1)\pi\, y_0\, y_{2k+1} - \mathbb{D}(y_0)\,(2k+1)^2\,\pi^2\, y_{2k+2} + 2\,F_0(y_0)\left(1-\sum_{l=0}^{\infty} y_{2l+2}\right)$$

$$(k = 0,1,\ldots,\infty) \qquad (11)$$

It may be noted that in the case of the rectangular loop with a point source and sink it is not possible by this expansion to reach a finite-dimensional set of equations governing the complete dynamics of the system. Anyway, a reliable truncated solution is feasible, with a reasonable computational effort, by considering a sufficient number of modes. Actually, the presence of the Dirac's

delta function in the energy balance equation raises the problem of convergence of the series expansion to the exact solution, since $\delta(s)$ excites at the same extent all the modes. Nevertheless, as it is found that the series converges to the exact solution in steady state conditions, it is simply assumed that the same holds also for transient conditions. The ODEs system has been solved using a classical 4-th order Runge-Kutta method, adopting different numbers of modes. The results showed the expected projection of the chaotic attractor as obtained for an unstable case without diffusion (the conspicuos isolated point in Fig. 2)

Now the simplest scheme for the solution of the governing equations will be analysed (see [6] for more schemes and details). This is the forward-time, upwind-space differencing or FTUS. The algebraic equations expressing the energy balance are the following:

- $q \geq 0$

$$T_i^{n+1} = (1 - C)\, T_i^n + C\, T_{i-1}^n \quad \text{(i=2, ... , N-1)}$$

$$T_N^{n+1} = \left(1 - C - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(q^n)\right) T_N^n + C T_{N-1}^n - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(q^n)$$

$$T_1^{n+1} = -T_N^{n+1} \qquad (12)$$

- $q < 0$

$$T_i^{n+1} = (1 + C)\, T_i^n - C\, T_{i+1}^n \quad \text{(i=2, ... , N-1)}$$

$$T_1^{n+1} = \left(1 + C - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(q^n)\right) T_1^n - C T_2^n + \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(q^n) \qquad (13)$$

$$T_N^{n+1} = -T_1^{n+1}$$

where C is the Courant number:

$$C = \frac{q \cdot \Delta t}{\Delta s} \qquad (14)$$

and

$$\Delta s = \frac{1}{N - 1} \qquad (15)$$

with N being the number of nodes. The function $F_{nod}(q)$ is a source-sink heat transfer multiplier, similar to the one adopted for the nodal expansion, introduced in order to calculate the steady-state conditions in coincidence with the exact solution.
The momentum equation is discretised in time as follows:

$$q^{n+1} = q^n + \left(\frac{\alpha}{N-1} \sum_{i=1}^{N-1} \frac{T_i^n + T_{i+1}^n}{2} - \varepsilon (q^n)^\nu \right) \Delta t \qquad (16)$$

The steady-state conditions calculated by the method are:

$$T_1^S = T_2^S = \ldots = T_{N-1}^S = -T_N^S = T_{leg}^S$$

$$T_{leg}^S = \frac{F_{nod}(q^S)}{2q^S + F_{nod}(q^S)} \qquad (17)$$

where:

$$F_{nod}(q^S) = q^S \left(1 - e^{-1/q^S}\right) / e^{-1/q^S} \qquad (18)$$

Thus, the result is:

$$(q^S)^{\nu+1} = \frac{\alpha}{2\nu} \frac{1 - e^{-(1/q^S)}}{q^{(1/q^S)}} \frac{2}{1 + e^{-(1/q^S)}} \frac{N-2}{N-1}$$

It can be easily shown that for $N \to \infty$ the above equation becomes coincident with the exact formulation given by Eqs. (1-3).

A different method has been adopted in the present paper to study the stability of the numerical solution of Welander's problem. This approach can be considered an extension of methods adopted for assessing stability of numerical schemes, in similarity with the usual techniques for linear stability analysis of PDEs. The main reasoning behind the methodology is shortly summarised in what follows. A finite-difference numerical method for a time-marching problem can been written as an algebraic η-vector equation relating the N values of the unknown function at the n-th and (n+1)-th time level ($\underline{y}^n$ and $\underline{y}^{n+1}$), grid parameters (in the present case, Δs and Δt) and physical parameters (α, ε). This algebraic equation represents the discretised form of the original PDEs together with the related boundary conditions. In our specific case for the above-described numerical methods it is:

$$\underline{F}(\underline{y}^n, \underline{y}^{n+1}, \Delta t, \Delta s, \alpha, \varepsilon) = 0 \qquad (19)$$

It wil be now shown that:

- studying stability of steady-state solutions of a mathematical problem by numerical means is feasible and the effect of truncation error can be clearly pointed out;

- care must be taken in avoiding numerical instabilities or in recognising them in the obtained stability maps.

The vector function $\underline{F}$ is generally non-linear. Therefore, determining the steady state conditions (i.e., the fixed points) may require the iterative solution of the equation:

$$\underline{F}(\underline{y}^{n} = \underline{y}^{S}, \underline{y}^{n+1} = \underline{y}^{S}, \Delta t, \Delta s, \alpha, \varepsilon) = 0 \qquad (20)$$

Once the fixed points have been determined, their stability can be studied through linearisation by perturbation. Then, considering small deviations from the selected fixed point

$$\underline{y}^{n} = \underline{y}^{S} + (\delta \underline{y})^{n} \qquad \underline{y}^{n+1} = \underline{y}^{S} + (\delta \underline{y})^{n+1} \qquad (21)$$

and substituting into Eq. (19), second order terms can be neglected and Eq. (20) can be used to reach the following relationship between perturbations at the n-th and at the (n+1)-th time levels:

$$(\delta \underline{y})^{n+1} = -(\underline{\underline{J}}_{S}^{n+1})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}_{S}^{n} \cdot (\delta \underline{y})^{n} \qquad (22)$$

where $\underline{\underline{J}}_{S}^{n}$ and $\underline{\underline{J}}_{S}^{n+1}$ denote the Jacobian matrices of $\underline{F}$ with respect to $\underline{y}^{n}$ and $\underline{y}^{n+1}$ respectively, calculated at the selected fixed point. It is clearly understood that the inverse of $\underline{\underline{J}}_{S}^{n+1}$ must exist for any meaningful time-marching numerical scheme; in particular, $\underline{\underline{J}}_{S}^{n+1}$ is equal to the identity matrix for explicit numerical methods and boundary conditions. It is then argued that stability can be discussed considering the eigenvalues of the matrix expressing the amplification of perturbations

$$\underline{\underline{A}} = -(\underline{\underline{J}}_{S}^{n+1})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}_{S}^{n} \qquad (23)$$

as results assuming exponential growth or decay of perturbation vectors. In particular, given the spectral radius of the matrix, $\rho(\underline{\underline{A}})$, it is useful to consider the quantity:

$$\Delta\rho = \rho(\underline{\underline{A}}) - 1 \qquad (24)$$

as a *margin in excess to neutral stability*, which takes negative values for stable conditions and positive values for unstable ones. This quantity can be therefore used to find neutral stability conditions and to set up stability maps. Then, it is here preferred to calculate $\Delta\rho$ throughout a selected α–ε rectangular domain, thus identifying with the aid of contour plots regions with a different degree of stability. This method is easier to implement in computer programs and has the advantage to provide a greater deal of information, at the price of a reasonable increase in computing effort.

Figure (3) reports the results obtained for the FTUS method with 30, 40, 50 and 100 nodes and $\Delta t=10^{-4}$. It can be noted that almost no unstable region is found within the addressed domain with 30 nodes, whereas increasing the detail of discretization unstable conditions are predicted for lower and lower values of α. This clearly explains the behaviour observed in [2] and shows the dramatic quantitative impact of truncation error on the prediction of stability.

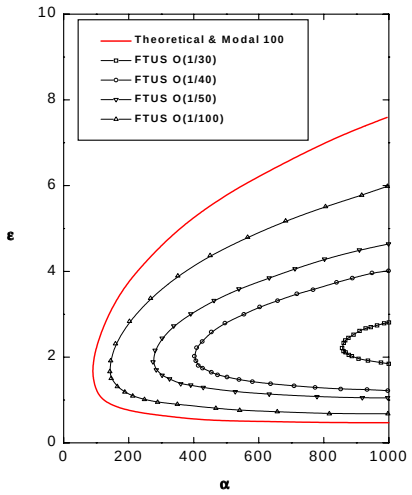


Figure 3. The effect of the number of nodes on the Neutral stability curve using the FTUS scheme.

Figure 4 illustrates the map for 100 nodes. It is interesting to compare the results obtained for the explicit upwind method with the results of the modal solution with a second order term simulating numerical diffusion. With this aim, the diffusion coefficient is defined as:

$$\mathbb{D}(q) = \frac{|q|\,\Delta s}{2}\left(1 - \frac{|q|\,\Delta t}{\Delta s}\right) \qquad (25)$$

as resulting from the analysis of truncation error for the FTUS method. It may be shown that the predicted stability conditions are very similar for the nodal and the modal solution with equivalent dissipative effects and the agreement is improved by increasing the number of nodes. This confirms the overwhelming importance of the second order term alone in determining the overall truncation error effect on stability predictions. Figure 2 shows the linear stability curve obtained by the modal

solution with no diffusion (D(q)=0). It shows, as expected, its close agreement with the stability curve obtained by the conventional linear stability analysis.

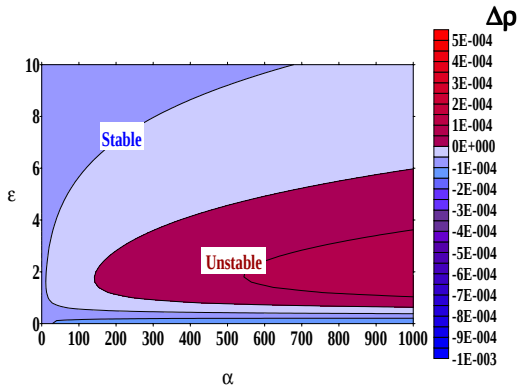


Figure 4. Stability map for the FTUS scheme, 100 nodes

Finally, Figure 5 shows the stability maps for various first and 2nd order methods obtained with $\Delta t=10^{-4}$. It is clearly visible that these methods provide relatively very accurate predictions of the stability boundary. The changes observed in the maps increasing the number of nodes up to 100 are minimal, supporting the conclusion that in the present case the effect of truncation error on stability prediction is due almost exclusively to the second order dissipative term. The low Courant number used makes the FTUS results almost as diffusive as the ITUS ones.

IV. CONCLUSIONS

The results obtained in the present work allowed assessing the ability of numerical methods in predicting stability in single-phase natural circulation. Although the considered specific problem is representative of a particular class of fluid-dynamic instabilities, a fundamental similarity exists with other stability phenomena considerably extending the validity of the obtained conclusions.

a) Though most of the observed qualitative trends were expected on the basis of previous knowledge about the properties of the numerical schemes considered, the results give quantitative information on nodalization effects.

b) The results shown support the use of higher order numerical schemes in all the cases in which stability prediction is the relevant objective. However, feasibility of this choice should be demonstrated considering that a certain degree of diffusion is generally considered desirable in code applications since it helps increasing "robustness".

c) The methodology adopted in this work for setting up stability maps shows that a linear stability analysis based on numerical methods is feasible and, if the appropriate nodalization detail and/or higher order schemes are adopted, it can even result as reliable as the usual frequency-domain techniques.

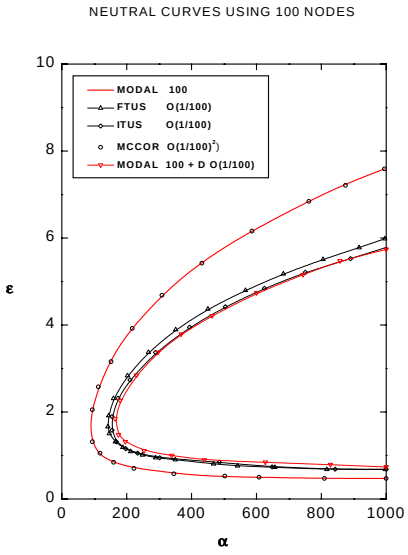


Figure 5. Comparison of the neutral curves obtained with different approximations (ITUS: implicit-time, Upwind-Space, MCCOR: Mac Cormack)

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. Ferreri, J.C., W. Ambrosini and F. D'Auria, On the convergence of RELAP5 calculations in a single-phase, natural circulation test problem, X ENFIR, Aguas de Lindoia, Brazil, pp. 303-307, 1995.
3. Carlson, K.E. et al., RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods, NUREG/CR-5535, 1990.
4. Ferreri, J.C. and W. Ambrosini, Theoretical Stability Analysis for turbulent natural circulation in a simple loop, 1994, ENREN IP series, to be published, 1997.
5. Grandi, G.M. and J.C. Ferreri, Limitations of the use of one-volume heat exchanger representation, unpublished Technical Memo, CNEA, Ger. Seg. Rad. y Nuclear, 1991.
6. Ambrosini, W. and J.C. Ferreri, The effect of truncation error on numerical predictions of stability in a natural circulation single-phase loop, 1996, to be published.

A Numerical Study of One-Dimensional Replicating Patterns in Reaction-Diffusion Systems with Non-Linear Diffusion Coefficients

Ferreri, J.C. and Del Carmen, A.

Publicado como PI-6/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

A NUMERICAL STUDY OF ONE-DIMENSIONAL REPLICATING PATTERNS IN REACTION-DIFFUSION SYSTEMS WITH NON-LINEAR DIFFUSION COEFFICIENTS

Ferreri, J.C. and Del Carmen, A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

A numerical study of the dynamics of pattern evolution in reaction-diffusion systems is performed, although limited to one spatial dimension. The diffusion coefficients are non-linear, based on powers of the scalar variables. The system keeps the dynamics of previous studies in the literature, but the presence of non-linear diffusion generates a field of strong non-linear interactions due to the presence of receding travelling waves. This field is limited by the plane of symmetry of the space domain and the last born outgoing travelling wave. These effects are discussed.

INTRODUCTION

Non-linear reaction-diffusion (R-D) equations play an important role in many subjects in the science and technology. The ever-growing interest in the analysis and in obtaining the solution for particular problems may be easily verified in the impressive growth of relevant literature. One of the most interesting peculiarities present in the solution of R-D equations is the time evolution of patterns of reactant concentrations.

In the last years, some new characteristics of pattern evolution in two-dimensional R-D systems have been observed, notably by Pearson [1]. Dawson et al. [2] studied some implications of R-D equations in biological systems. Also recently, Reynolds et al. [3] performed an analytical analysis of the evolution of patterns in one-dimensional (1-D) problems. Lee et al. [4,5] considered the formation of patterns by interaction of chemical fronts. The work by Hagberg [6] and its sequel and by Hagberg and Meron [7] elucidated many aspects of front dynamics in R-D systems. Recently Barach [8] studied the evolution of the solution of the model equations of [1]. These systems have also been used as mimic models of biological systems [9]. Much has been written in all these cases, even very recently and we are not attempting here a detailed review of results. This brief list is intended to cite only a few, recent papers dealing with the subject under consideration.

The equations considered here are of the form:

$$\frac{\partial u}{\partial t} = D \cdot \frac{\partial}{\partial x}\left[u^m \frac{\partial u}{\partial x} \right] - u \cdot v^2 + F \cdot (1-u)$$

(1 a,b)

$$\frac{\partial v}{\partial t} = d \cdot \frac{\partial}{\partial x}\left[v^m \frac{\partial v}{\partial x} \right] + u \cdot v^2 - G \cdot v$$

Equations (1) are of the same form as those in [2], with F=0.02, G=0.079, D=1 and d=0.01, but now include a non-linear diffusion (NLD) coefficient, i.e. $m \neq 0$.

Consideration of non coupling in equations (1) (and m=3, F=G=0) leads to the case of viscous, gravity driven flows, such us the spreading of wetting liquids in plane surfaces. The most recent results of the authors on non-linear diffusion come from this field [10].

As mentioned before, we will consider in some detail the numerical solution of equation (1) with NLD coefficients. The main interest of this analysis comes from the possibility of taking into account the effect of R-D terms in travelling wave (TW) solutions to said equations. It is interesting to point out that the non-linear diffusion coefficient implies the existence of an effective advective term, measured by $mu^{m-1}\ \partial u/\partial x$ times the physical diffusion coefficient. The advective behavior of the solution of equations (1) comes from this term and, in the case of pure non-linear diffusion leads to TW solutions. This effect is not present, of course, when m=0.

The analysis will be restricted to 1-D because of the limitations in the computer resources available. This limitation may put a limit in the interest of the patterns to be observed. However, despite this assumption, the essential aspects of the dynamics will be kept.

ANALYSIS

Equations (1) were solved by means of explicit, forward-time, space-centred finite-differences scheme, in an integration domain defined by: $x \geq 0$, $t > 0$. The time interval was T and will be specified in what follows. To be consistent with the results originally quoted in references [2,3], a uniform spacing of the calculation points was adopted, namely: $\Delta x = 0.5$. The number of nodes varied according to:

- the type of boundary conditions (BCs),
- the symmetry of the problem, and
- the number of time steps, NT, to span the time interval T.

The number of nodes, Nx, ranged between 200 and 1000. The changes in the number of nodes come from the need of avoiding the effect of the finite size of the spatial integration domain and from considering different BCs. The time step was fixed at $\Delta t = 0.01$, further reduction was not necessary to improve the results.

In the 1-D cases studied, the sequence of steps for the calculations was:

- at t=0 a perturbation for u and v was introduced in the otherwise uniform field u=v=0. These perturbations were in the form of a rapidly spatially decaying exponential, spanning 1/20th of the spatial domain. The maximum values were u=1, v=0.25.
- Usually, integration was performed up to T=4000.
- Different plots were performed. However, the most interesting were the ones corresponding to the activator v, conveniently shifted in the ordinates to show the evolution of the fronts as time elapsed. This type of plot is also found in [3]. The number of time steps between lines was NT = 4000.

The evolution of the dynamics of u, v in the case m=0, has been described in terms of an interesting analogy in [3]. It was also shown in [2]: soon after the initial perturbation sets up, a branch in the activator distribution appears. It generates two peaks that begin to separate. After they reach a critical distance, a new branch shows up. It eventually grows and leads to the appearance of two differentiated peaks, which again begin to separate. The process may repeat, leading to a stationary distribution of peaks and valleys (limited by the finite size of the spatial, periodic domain). This stationary state can not be attained with NLD coefficients.

RESULTS

Figure 1 shows the results obtained for the case similar to the one in [3], namely:

- m=0, D=1, d=0.05, Δt =0.01, Δx = 0.5, Nx=201, T=4000, periodic BCs.

This will be considered as the reference data set. It is worth mentioning that the exponential was adopted as the initial perturbation after having found that a step like variation made the replication pattern onset depending on the step span. It became evident when plane symmetry at the left boundary (and no flux at the right one) was considered. Consequently, after the identity of the results obtained with the periodic BCs and plane symmetry BCs was carefully checked, the exponential was adopted for all the calculations. Figure 2 shows a detail of the steady-state distribution of u and v. The periodicity of the solution may be easily verified.

Considering linear advection in this case only translates the whole field, without dramatic changes in the pattern configuration. This conclusion is limited to small cell Peclet number P = C.Δx/D, where C is the advection velocity (d must be considered for v).

In what follows the effect of different values for m will be addressed. A few results will be shown here. The analysis of the complete set of results will be the matter of another paper. The first notable difference in using m$\neq$0 is that the replication pattern arises, as expected, in a TW context. Figures 3 and 4 show how the pattern looks like for the following data set:

- m=3, D=1, d=1, Δt =0.01, Δx = 0.5, Nx=201, T=800, periodic BCs.

In this case the time interval was limited to T=800 because periodic BC's now impose dynamic interaction of advancing and receding fronts. From this data it must be observed that d=1 means that the acting diffusivity for v will be v^3, what in turn means a varying coefficient of the order of the original one. The same reasoning applies to u. The first property observed is the different pattern configuration and the different velocity of front propagation. The interaction is different too. The receding fronts interact very strongly near the plane of symmetry. They begin to replicate limited by the main peaks travelling to the sides. In the overall, it may be observed that the critical distance for branching is now smaller in the central zone. Furthermore, after the original branch, peaks travelling to the sides do not seem to branch anymore.

Figure 5 shows (considering plane symmetry and Nx=201) the early development of the case in figure 3 and 4. To allow further development of the pattern the following case was considered:

- m=3, D=1, d=1, Δt =0.01, Δx = 0.5, Nx=1001, T=4000, BCs with plane symmetry

Figure 6 shows the pattern evolution, while Figure 7 shows a detail of the spatial distribution for T= 4000, i.e. NT = 400000.

Cases have been also considered for m = 4 and 5. No symmetry has been imposed and the one corresponding to m = 5 shows branching in the far side running peaks. This implies that the lack of appearance of further branching for m=3, 4 may be due to values of v^3 not low enough with respect to u^3. This fact was expected, but it is unfortunate, because no simple scaling seems possible to make calculations comparable.

It is worth mentioning that, due to symmetry and the TW behavior of the pattern, a continuous source of information exists at the x = 0. The fronts interacting in this zone bifurcate and interact with each other in a spatial domain restricted by the trailing edge of outgoing fronts. This interaction and the continuous supply of energy from the source term assure the indefinite duration of this process.

CONCLUSIONS

The results obtained confirmed the presumptions concerning existence of a travelling wave pattern of replicating structures in reaction-diffusion systems. This is interesting because allows the propagation of information at a finite velocity, despite the diffusion-like characteristics of the system. In addition, due to the presence of receding fronts, a pattern of continuous generation of new fronts exists. This is a source of new information, emerging from the origin. Further research will consider additional types of symmetries.

REFERENCES

1. J.E. Pearson, “Complex patterns in a simple system”, Science, 261, pp. 189-192, 1993

2. S. Ponce Dawson, B. Hassacher and J.E. Pearson, “Lattice gas simulation of replicating domains”, Fields Institute Communications, 6, pp. 55-63, 1996.

3. W.N. Reynolds, J.E. Pearson and S. Ponce Dawson, “Dynamics of self-replicating patterns in reaction diffusion systems”, Phys. Rev. Letters, 72, pp. 2797-2800, 1994

4. K.J. Lee, W.D. McCormick, J.E. Pearson and H. Swinney, “Experimental observation of self-replicating spots in a reaction-diffusion system”, Nature, 369, pp. 215-218, 1994.

5. K.J. Lee and H. Swinney, “Llamelar structures and self-replicating spots in a reaction-diffusion system”, Physical Rev. E, 51, pp. 1899-1915, 1995.

6. A.A. Hagberg, “Fronts and patterns in reaction-diffusion equations”, PhD Thesis, Univ. of Arizona, October 1994.

7. A. Hagberg and E. Meron, “Kinematic equations for front motion and spiral-wave nucleation”, pre-print, Sept. 1997.

8. J.D. Murray, Mathematical Biology, second Edition, Springer Verlag, 1993.

9. J.P. Barach, “Computational study of patterns in simple nonequilibrium systems”, Comp. In Physics, 11, pp. 96-100, 1997.

10. A. Del Carmen and J.C. Ferreri, “Solution of Non-linear Diffusion Problems Using Moving Grids”, Procc. of 11th Meeting on Reactor Physics and Thermal Hydraulics, Pocos de Caldas, M.G., Brazil, August 18-22, pp. 207-212, 1997

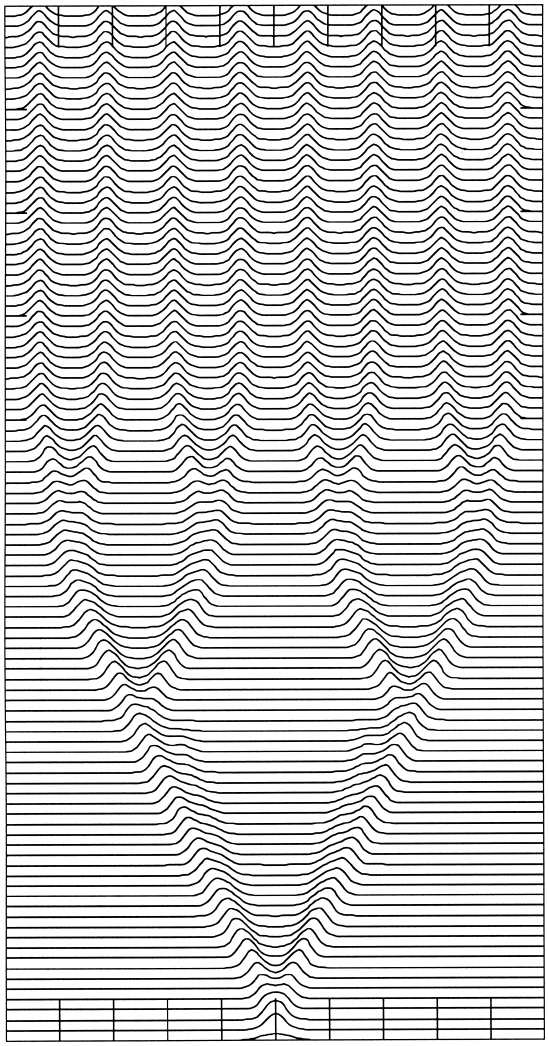


Figure 1. Simulation of the pattern of the 1-D replicating R-D system of [3].
m=0, D=1, d=0.05, Δx=0.5, Δt=0.01, T=4000, periodic BC's
Vertical axis: 100 v(x) + t, horizontal axis proportional to x.

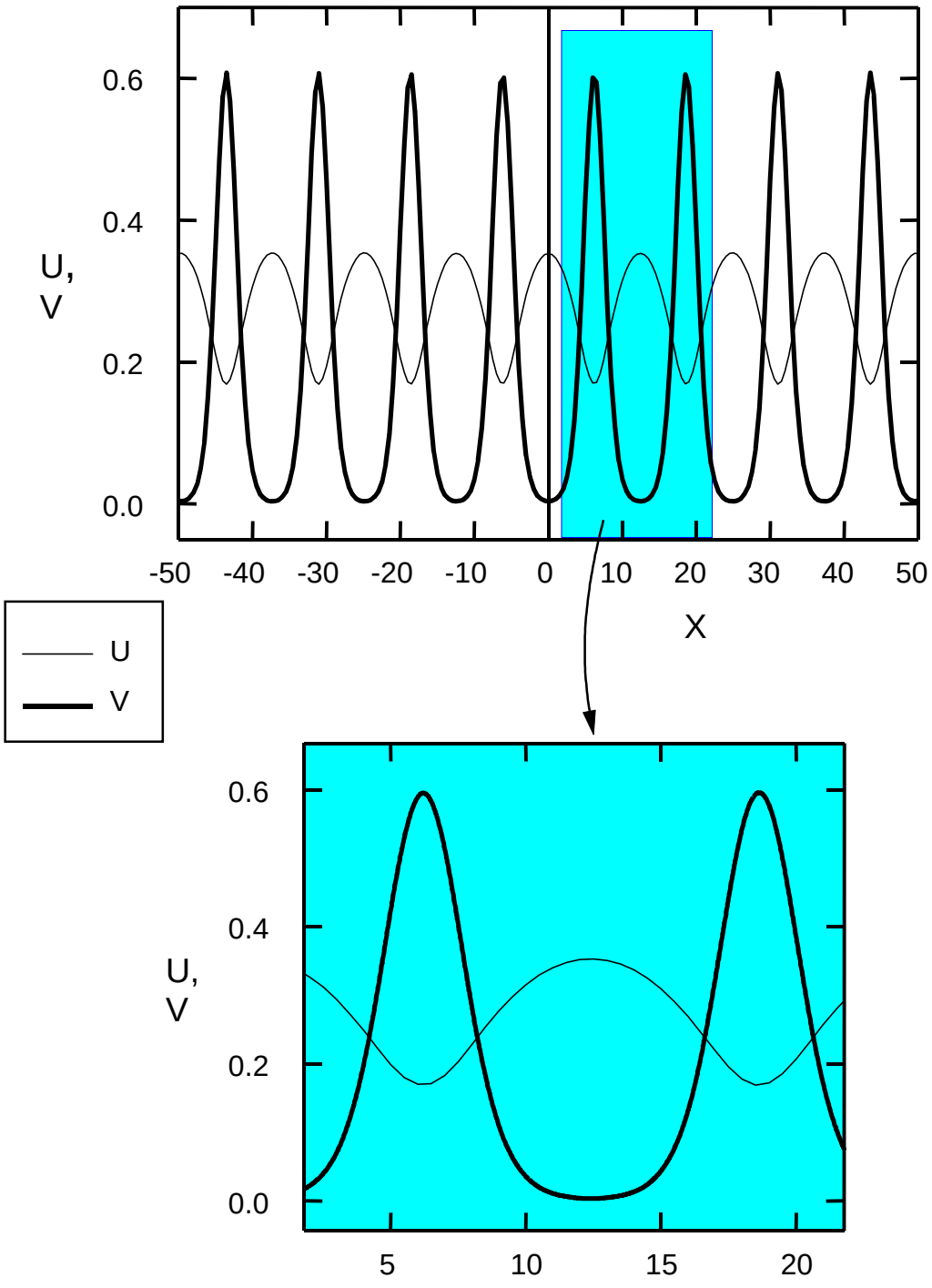


Figure 2. Detailed view of the results of Figure 1, u, v spatial distribution for t=4000

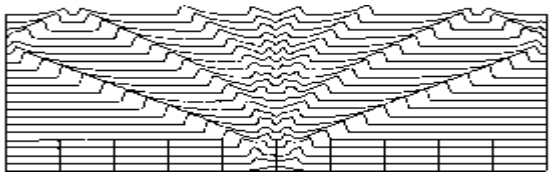


Figure 3. Early evolution of NLD-TW replicating pattern
m=0, D=1, d=0.05, Δx=0.5, Δt=0.01, T=800, periodic BC's
Vertical axis: 100 v(x) + t, horizontal axis proportional t

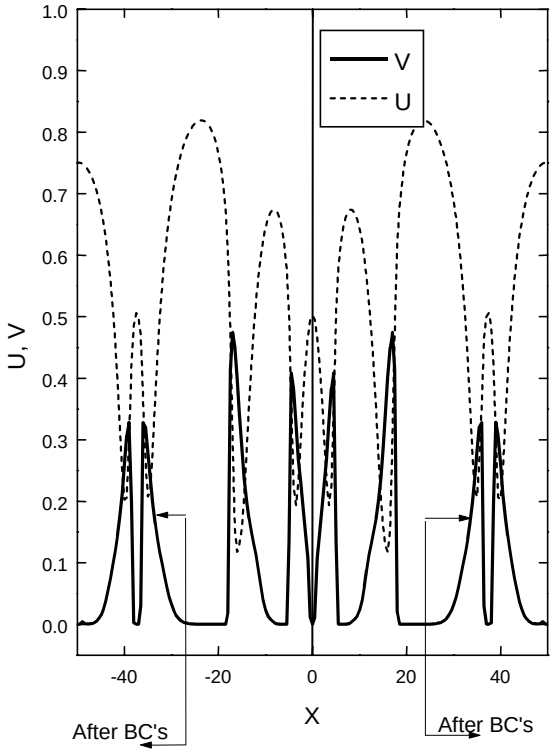


Figure 4. Early evolution of NLD-TW replicating pattern
Spatial distribution of u,v. Time: t=800

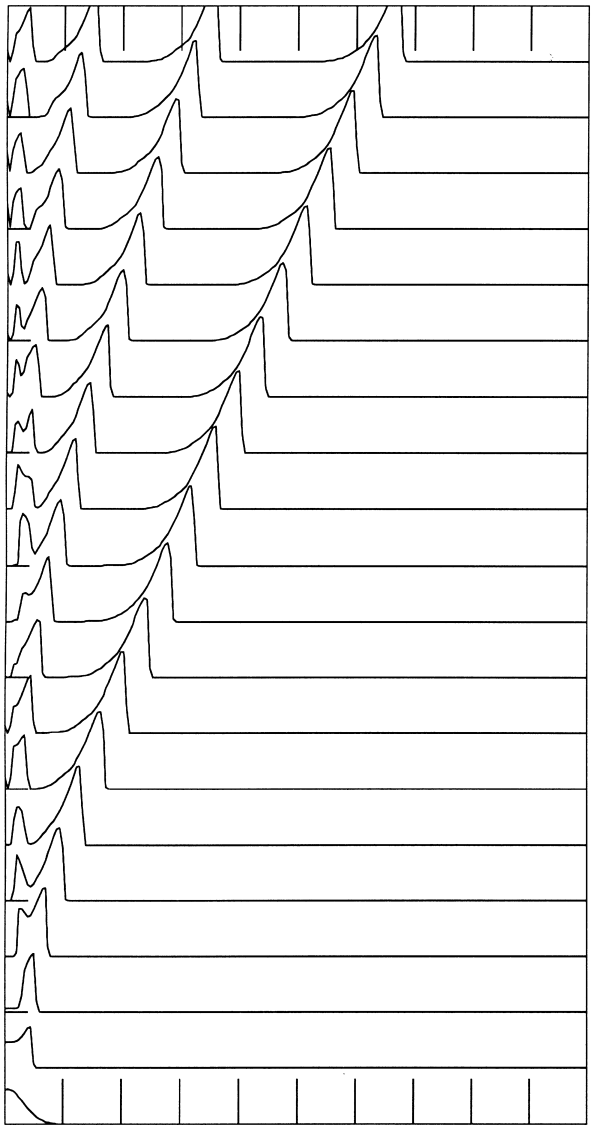


Figure 5. Early evolution of the NLD-TW replicating pattern.
m=3, Δx=0.5, Δt=0.01, Nx=201,T=800, symmetric BC's
Vertical axis: 100 v(x) + t, horizontal axis proportional to x.

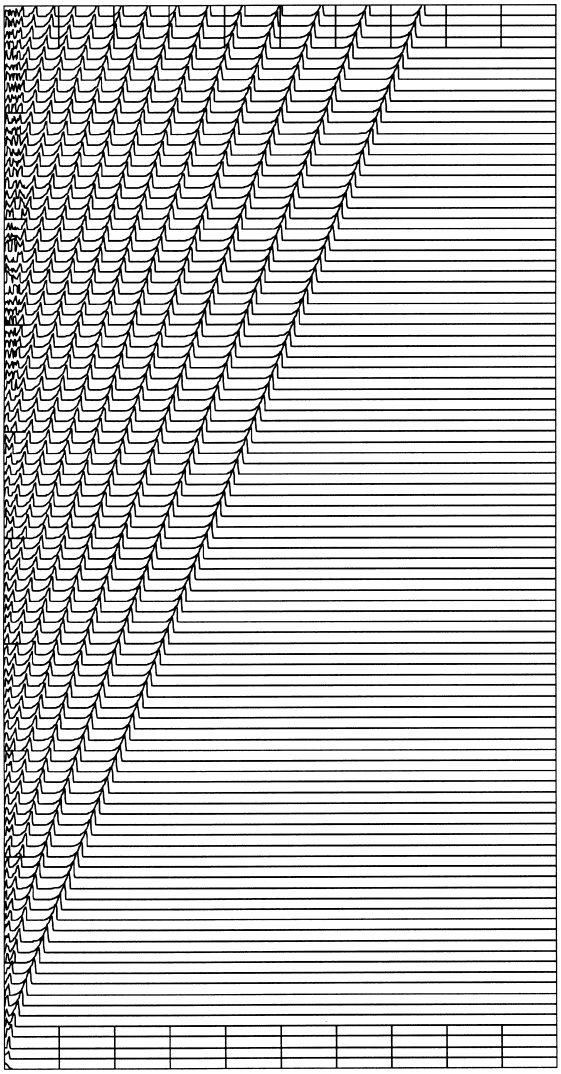


Figure 6. Time evolution of NLD-TW replicating pattern
m=0, Δx=0.5, Δt=0.01, Nx=1001, T=4000, plane symm. BC's
Vertical axis: 100 v(x) + t, horizontal axis proportional t

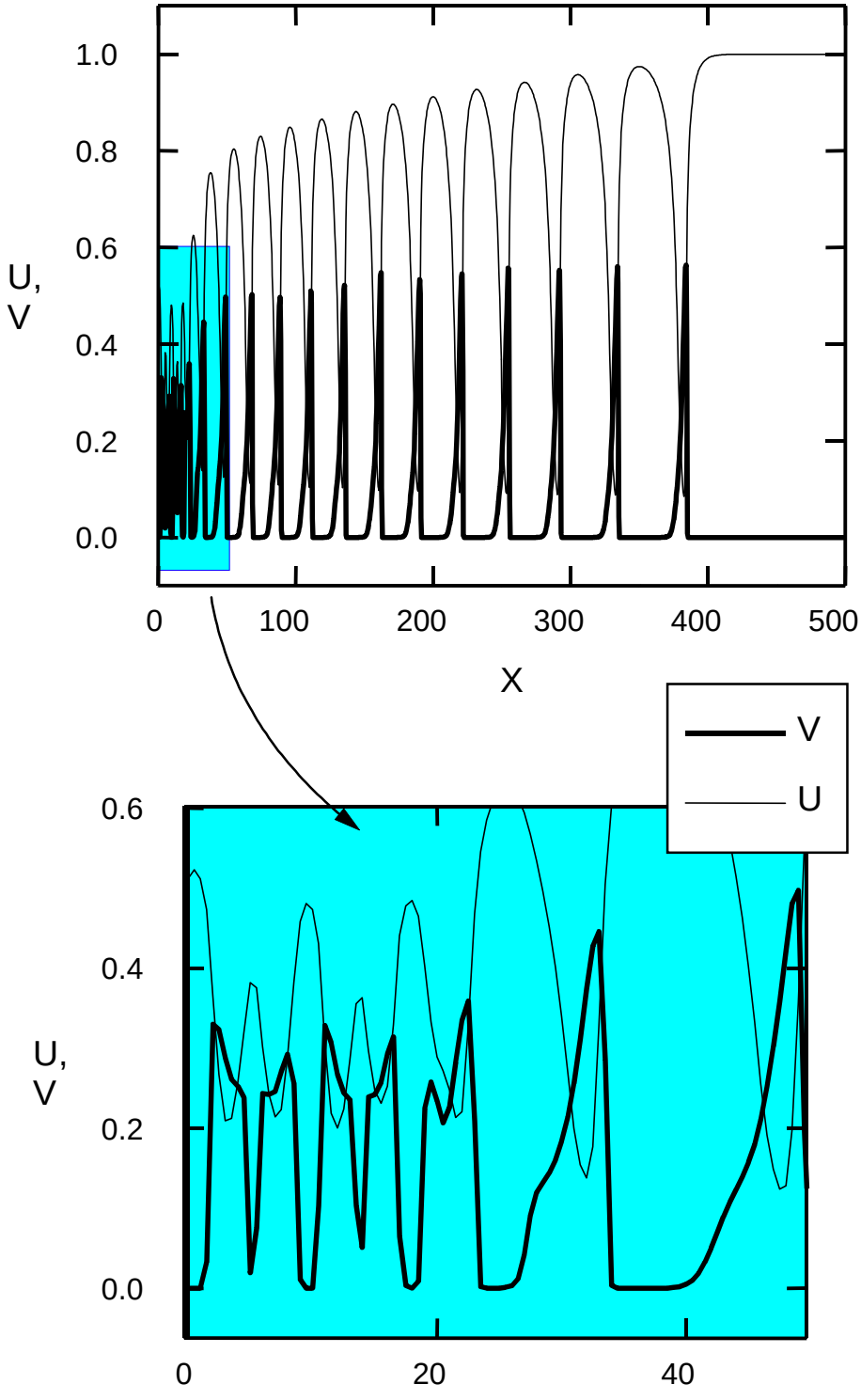


Figure 7. Detailed view of the results of Figure 6

u, v spatial distribution for t=4000

Verification of Relap5/Mod3 with Theoretical and Numerical Stability Results on Single-Phase, Natural Circulation in a Simple Loop

Ferreri, J.C. and Ambrosini, W.

Publicado como PI-7/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

VERIFICATION OF RELAP5/MOD3 WITH THEORETICAL AND NUMERICAL STABILITY RESULTS ON SINGLE-PHASE, NATURAL CIRCULATION IN A SIMPLE LOOP

Ferreri, J.C. and Ambrosini, W.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Universitá degli Studi di Pisa, Facoltá di Ingegneria,
Dipartimento di Costruzioni Meccaniche e Nucleari, Italia

Prepared as part of
The Agreement on Research Participation and Technical Exchange under the
Thermal-Hydraulic Code Assessment and Application Program (CAMP)

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 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, showing that it is a limitation inherent to the numerical scheme adopted. Concerning the effect of nodalization on the damping of instabilities, it was shown that a "reasonably fine" discretization led, as expected, to the damping of the solution. However, the search for convergence of numerical and theoretical results was successful, showing the expected nearly chaotic behavior. This search lead to very refined nodalizations. The results obtained have also been verified by the use of simple, ad hoc codes. A procedure to assess the effects of nodalizations on the prediction of instabilities threshold is outlined in this report. It is based on the experience gained with the aforementioned simpler codes.

CONTENTS

Abstract
Contents
List of Tables
List of Figures
Acknowledgements
Nomenclature
Executive Summary
I. Introduction
II. Theoretical Analysis
III. Numerical Results
IV. Conclusions
References
Appendix A
Appendix B
Appendix C
Appendix D

LIST OF TABLES

Table 1 Specification of a Test Problem

LIST OF FIGURES

Figure C.1a TEST #1 Base Case using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg,
(Length of Components = 1m, Heated Length = 1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.1b TEST #1 Base Case
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.1a.

Figure C.2a TEST #2 Sensitivity of results to heated length using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg,
(Length of Components = 1m, Heated Length = 0.5m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.2b TEST #2 Sensitivity of results to heated length
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.2a.

Figure C.3a TEST #3 Sensitivity of results to heated length using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg,
(Length of Components = 1m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.3b TEST #3 Sensitivity of results to heated length
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.3a.

Figure C.4a TEST #4 Sensitivity of results to node number using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 25 nodes per leg,
(Length of Components = 0.4m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.4b TEST #4 Sensitivity of results to node number
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.4a.

Figure C.5a TEST #5 Sensitivity of results to node number using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 50 nodes per leg,
(Length of Components = 0.2m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.5b TEST #5 Sensitivity of results to node number
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.5a.

Figure C.6a TEST #6 The recovery of unstable behavior using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 90 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

Figure C.6b TEST #6 The recovery of unstable behavior
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.6a.

Figure C.6c TEST #6 The recovery of unstable behavior
Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.6a.

Figure C.6d TEST #6 The recovery of unstable behavior
Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.6a.

Figure C.7a TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 90 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

Figure C.7b TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Mass Flow Rate in Ascending Leg, 90 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

Figure C.7c TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and
Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.7a.

Figure C.7d TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Fluid Temperatures at Source and Sink, conditions as in Figure C.7a.

Figure C.7e TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.7a.

Figure C.7f TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.7a.

Figure C.8.a TEST #14 Search for Neutral Stability using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Ascending Leg and toward TDV, 37 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

Figure C.8b TEST #14 Search for Neutral Stability conditions as in TEST #7
Fluid Temperatures at Source and Sink conditions as in Figure C.8a.

Figure C.8c TEST #14 Search for Neutral Stability
Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.8a.

Figure C.8d TEST #14 Search for Neutral Stability
Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.8a.

Figure C.9a TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Ascending Leg, 37 nodes per leg,
(Length of Components = 0.263m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate=0.001kg/s)

Figure C.9b TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation at 3000s
Flow rates to/from TDV, Test #9 with valve left open up to 9000s
Conditions as in Figure C9.a

Figure C.9c TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation at 3000s
Flow rates in Ascending Leg, Comparison of Tests #9 and #19
Conditions as in Figure C9.a

Figure C.10 TEST #14 Search for Neutral Stability, conditions as in TEST #7
Mass Flow Rates in Ascending Leg using **RELAP5/MOD3.0** and **MOD2**,
90 nodes per leg, Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s

ACKNOWLEDGEMENTS

Work was started while one of the authors (J.C.F.) was on leave at the Universitá di Pisa at the end of 1994. 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 Dipartimento Construzioni Meccaniche e Nucleari is also gratefully recognized. Subsequent work has been done in both institutions. The results are the product of a fruitful, non-formal collaboration. The CAMP provided the intellectual frame for this continued effort.

NOMENCLATURE

Roman Letters

A	Area	[m^2]
a, b	Coefficients of the friction law	[-]
C	Courant number	[-]
Cp	Volumetric specific heat at constant pressure	[J/(m^3 K)]
D	Diameter	[m]
D(q)	Diffusion coefficient	[-]
Fnod(q)	Source-sink heat transfer multiplier for the nodal solution	[-]
f	Friction factor	[-]
$\underline{\underline{A}}$	Amplification matrix	
g	Gravity	[m /s^2]
H	Heat transfer coefficient	[W/(m^2 K)]
$\underline{\underline{J}}$	Jacobian matrix	
L	Loop length	
N	Number of nodes	
Q	Volumetric flow rate	[m^3 /s]
q	Dimensionless volumetric flow rate	[-]
R	Friction parameter (from Welander [1])	[1/s]
Re	Reynolds number based on pipe diameter	[-]
S	Axial coordinate along the loop	[m]
T	Fluid temperature	
Ts	Fluid temperature in the source	
t	Time	
z	Eigenvalue	

Greek Letters

α	Buoyancy parameter in dimensionless momentum equation	[-]
β	Isobaric expansion coefficient	[-]
ε	Friction parameter in dimensionless momentum equation	[-]
μ	Fluid dynamic viscosity	[kg/(ms)]
ν	Fluid kinematic viscosity	[m^2/s]
$\rho(\underline{\underline{A}})$	Spectral radius	[-]

Subscripts

ss	steady-state value
w	wall
Wel	Welander
0	reference or initial value

Superscripts

n	Value at time level n
n+1	Value at time level n+1
ss	Steady-state value

Abbreviations

US NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
UP	University of Pisa
FTUS	Forward Time Upwind Space
ODE	Ordinary Differential Equation
PDE	Pa rtial Differential Equation

EXECUTIVE SUMMARY

Theoretical results dealing with natural circulation in single-phase 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 are considered. They are used to test the capability of the RELAP5 series of codes to predict instabilities in these flows.

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.

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 simultaneously keeping constant the total heat transferred to (and removed from) the fluid. This is due to the numerical properties of the finite-differences scheme used.

Concerning the effect of nodalization on the damping of instabilities, it was shown that "reasonably fine" nodalizations led, as expected, to the damping of the solution. However, the search for convergence of numerical and theoretical results was successful, showing the nearly chaotic behavior of the system. This search led to refined nodalizations. The results obtained have also been verified by the use of simple, ad hoc codes.

A procedure to assess the effects of nodalizations on the prediction of instabilities threshold using RELAP5/MOD3.x is proposed. This procedure is based on the experience gained with simpler codes used and is outlined in this report.

I. 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 U.S. NRC Code Scaling, Applicability and Uncertainty verification methodology [2] or the UP Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation [3]. 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/MOD3.x [4] series of codes. An important contribution to this subject has been contributed by Wulff et al. [5]. It is one of the rare examples of reports dealing with the effects of discretization errors in the response of thermal-hydraulic system codes in plant behavior analysis. In a more limited context and despite of 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 report 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 times 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 generalized to consider turbulent flow. Chen [6], among many other authors, performed such analysis for a more general loop considering heated (cooled) horizontal tubes of finite length. In this report the analysis in [1] is generalized in order to keep strictly the same hypotheses of the original derivation. The analysis is included as APPENDIX A to this report. The results of such analysis are applied to verify whether or not the RELAP5 results may converge when the lengths of the source and sink are varied accordingly to the above-mentioned criterion. APPENDIX B to this report gives an algebraic justification for non-convergence of the upwind space approximation for the heat transfer. Having defined the theoretical stability map, 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 nodalization much more detailed than the usually accepted for stable flows must be used.

These aspects may be also analyzed far more easily using *ad hoc* codes of similar numerical properties. Then some results are shown using in-house developed codes. These results serve to illustrate a procedure that could be implemented using the RELAP5 numerical approximation. This may be of importance to quantify the effects of the nodalization in the damping of perturbations in unstable (or marginally stable) systems.

In what follows the geometry of the loop and the equations that specify the theoretical problem are briefly discussed. They include their generalization 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 comparisons with RELAP5/MOD2 are presented, confirming the theoretical hypotheses. The discussion of the results and the conclusions close the report.

II. THEORETICAL ANALYSIS

Figure 1a,b 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. These are shown in Figure 1c,d. 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 Figure 1c,d) is increased to keep constant the total heat transferred. The role of the volume denoted as TDV (a time dependent volume) will be clarified later. This element, of course, is not present in the analysis in reference [1].

To deduce the governing equations, the validity of the Boussinesq 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.

ii) The energy equation, expressed in terms of temperature:

$$C_p\left[\frac{\partial T}{\partial t}+\frac{q}{A}\frac{\partial T}{\partial s}\right]=\begin{cases}\pi DSH(T_F-T)\\0\end{cases} \qquad (2)$$

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, θ is a coefficient equal to 1 for laminar flow and to 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 sub-index SI means a condition evaluated at the input of the source, sub-index S means a condition prevailing at the source and sub-index F indicates a 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:

$$R=32\frac{\nu}{D^2} \qquad \text{and:} \qquad \gamma=\frac{\pi D}{C_P} \qquad (4)$$

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. The effect of the assumptions regarding the friction law will be discussed later.

Setting the temperature at the heat source wall at ΔT degrees above the average loop temperature and considering steady state, then, using Equations (1-3), the flow-rate may be obtained from the following implicit equation:

$$2\delta\cdot q_{SS}^{2-\theta}=\Delta T+\delta\cdot q_{SS}^{2-\theta}\cdot\left[1-e^{-\left(\frac{\gamma}{q_{SS}}HS\right)}\right] \qquad (5)$$

where δ is defined by:

$$\delta=\frac{2a\left(\frac{D}{A\nu}\right)^{1-\theta}\frac{\nu}{D^2}L}{\beta gAL}$$

The solution of Eq. (5) must be iterated if the flow-rate does not coincide with the postulated flow regime. This is not the case when the Reynolds number is adopted as the dependent variable, instead of flow rate. In non-dimensional terms, Eq. (5) specifies the relation between flow-rate and steady state temperature in the loop, namely:

$$\frac{2\cdot Q_{SS}^{2-\theta}}{\frac{\alpha}{\varepsilon}+Q_{SS}^{2-\theta}}=1-e^{-1/Q_{SS}} \qquad (6)$$

where:

$$Q = \frac{q}{(KS)A} \; ; \quad \Theta = \frac{T}{\Delta T} ; \quad \alpha = \frac{\beta g \Delta T L}{2(KS)^2} \; ; \qquad K = \frac{\pi DH}{C_P A} \; ;$$

$$\varepsilon = \frac{a}{16}\left(\frac{DKS}{\nu}\right)^{1-\theta} \cdot \frac{RL}{2(KS)} \quad \text{and} \quad \varepsilon_{Wel} = \frac{\varepsilon}{\frac{a}{16}\left(\frac{DKS}{\nu}\right)^{1-\theta}}$$

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 shows the influence of the Reynolds number in the system through the friction law coefficients.

Let us now consider a "lumped parameter" approach to model the heat transfer from the heat source toward the fluid. Note that the anti-symmetrical situation must be considered for the sink. Details of the derivation may be found in APPENDIX B. 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:

$$\Theta_{SS} = \frac{1}{1 + 2Q_{SS}} \tag{7}$$

Note that Q_{SS} is only a function of the quotient α/ε that is a non-dimensional parameter depending on the physical 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 using a smaller node length. For example: if α/ε=2 and θ=1 (laminar flow), then Q_{SS}=0.958 and Θ_{SS}=0.479 from the theory. The value, as computed from Eq. (7) is Θ_{SS}=0.342. There is only one way to obtain the correct steady state value of Θ_{SS}, 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 Θ_{SS} is:

$$\Theta_{SS} = \frac{F}{2 - F} \quad , \qquad \text{where: } F = 1 - e^{-1/Q_{SS}}$$

The value of Θ_{SS} computed with this expression is coincident with the theoretical value.

III. NUMERICAL RESULTS

Three versions of RELAP5 [4] have been applied in the present work, namely: MOD2, MOD3.0, and MOD3.1. Due to the simplicity of the physical problem considered (single-phase flow, constant wall temperature and heat transfer coefficient), no relevant differences in the behavior of the different versions was noted in relation to the capabilities in predicting the stability threshold. Then, the results obtained will be reported specifying the code version just for the sake of completeness. The tests involving the MOD2 version have been also considered to check alternative, more detailed nodalizations to the heat/sink volumes in the early stages of this work.

The basic nodalization adopted in the analysis is reported in Figure 1d. It consists of two BRANCH components (100 and 130) introduced to simulate the lower heating and the upper cooling devices. A very thin structure is connected to each of them, with imposed external temperature, in order to simulate the actual boundary conditions consisting in an imposed internal wall temperature. The two BRANCH components are joined with two PIPE components (110 and 120), simulating respectively the ascending and the descending legs. A SNGLJUN (300) and a TMDPVOL (400) have been included to compensate for the expansion or

contraction of the fluid volume inside the system. However, specific calculation tests have shown that the dynamic behavior of the system is negligibly affected by the presence of these components.

The application of the system code to Welander's problem was concerned with a physical system having the following main characteristics (see other details in Table 1):

- pipe inner diameter: 0.1 m;
- length of the legs: 10 m;
- length of the heating and cooling sections: 0.1 m to 1 m;
- overall loop length: 20 m + 2 x heating section length;
- heating surface temperature: 30 °C;
- cooling surface temperature: 20 °C;
- heating and cooling surface heat transfer coefficient: 20000 W/(m^2K);
- system pressure: 10^5 Pa;
- pipe surface roughness: 10^{-7} m.

Appendix C reports the list of the calculation cases considered, together with the plots of the related results. Most of the cases where run with a time step of 0.5 s. Various heating lengths and number of nodes were used to test the convergence of RELAP5/MOD3.x to the theoretical solution.

The topics of main interest were:

1. the treatment of the source and the sink, which in the upwind scheme adopted by the code cannot be correctly simulated using a single node, since the exponential trend of the fluid temperature inside the heating and the cooling sections cannot be adequately accounted for, and

2. the effect of truncation error related to the discretization of the legs by a finite number of nodes: this is known to introduce spurious dissipative effects that result in damping the oscillations.

3. the effect of Courant number on scheme numerical phase lags, which may lead to over prediction of instability for a given nodalization.

The flow was started at very low flow-rate and began to grow as time elapsed. In damped calculations, the temperature in the loop increased up to the point in which it reached the average value as given by their theoretical value, the latter depending on the adopted criteria for the source/sink lumping.

The main conclusions coming from the analysis of the obtained results were the following:

- The steady-state conditions predicted by Welander cannot be achieved, unless an appropriate source heat transfer multiplier is included in the code.
- For a given time-step, it is possible to predict both stable and unstable conditions, depending on the number of nodes adopted to discretize the legs.

The analysis to follow applies to the first conclusion. 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: 2000, 4000 and 20000 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 behavior of the system may be observed in Figure 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.

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 proceed as CSAU, UMAE (and engineering judgment) indicate: look for convergence of computed results. For this purpose the nodalization considering S = 0.1 m and 20000 W/ m^2.K was used. The number of nodes in each leg was varied accordingly up to the point in which the expected chaotic behavior 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.

Figure 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.

The system behavior may be observed more clearly when the temperature in the sink is plotted versus flow-rate in the loop. Figure 4 is a clear indication of the chaotic behavior of the system.

Figure 5 presents results of the calculations, performed with 40 and 60 volumes per leg, still using the semi-implicit numerical method of the code. They were started close to steady-state conditions. The values of α and ε corresponding to the considered physical problem are around 339 and 2.3 respectively, identifying a physically unstable system (see Figure A.3), and it may be found that the time-step adopted in the calculation, $\Delta\tau$ = 0.05 s, roughly corresponds to a dimensionless time-step $\Delta t=10^{-4}$ It can be noted that, with the two numbers of nodes adopted, stable and unstable conditions are predicted, owing to the different damping introduced by truncation error.

Simply closing the connecting junction in the middle of an unstable transient controlled the effect of the TDV. The effect of this action on the flow variables 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 behavior was observed.

In what follows, a more detailed numerical analysis will be outlined, making reference to the FTUS approximation. This numerical scheme is quite similar to the one used in RELAP5. Then the algebraic equations expressing the energy balance are the following:

- $q \geq 0$

$$\Theta_i^{n+1} = (1 - C)\,\Theta_i^n + C\,\Theta_{i-1}^n \qquad (i=2, \ldots, N-1)$$

$$\Theta_N^{n+1} = \left(1 - C - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(Q^n)\right)\Theta_N^n + C\Theta_{N-1}^n - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(Q^n)$$

$$\Theta_1^{n+1} = -\Theta_N^{n+1} \qquad (8)$$

- $q < 0$

$$\Theta_i^{n+1} = (1 + C)\,\Theta_i^n - C\,\Theta_{i+1}^n \qquad (i=2, \ldots, N-1)$$

$$\Theta_1^{n+1} = \left(1 + C - \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(Q^n)\right)\Theta_1^n - C\Theta_2^n + \frac{\Delta t}{\Delta s} F_{nod}(Q^n) \tag{9}$$

$$\Theta_N^{n+1} = -\Theta_1^{n+1}$$

where C is the Courant number:

$$C = \frac{Q^n \cdot \Delta t}{\Delta s} \tag{10}$$

and

$$\Delta s = \frac{1}{N-1} \tag{11}$$

with N being the number of nodes. The function $F_{nod}(q)$ is a source-sink heat transfer multiplier, similar to the one adopted for the nodal expansion, introduced in order to calculate the steady-state conditions in coincidence with the exact solution.

The momentum equation is discretized in time as follows:

$$Q^{n+1} = Q^n + \left(\frac{\alpha}{N-1}\sum_{i=1}^{N-1}\frac{\Theta_i^n + \Theta_{i+1}^n}{2} - \varepsilon\,(Q^n)^{2-\theta}\right)\Delta t \tag{12}$$

The steady-state conditions calculated by the method are:

$$\Theta_{SS,1} = \Theta_{SS,2} = \ldots = \Theta_{SS,N-1} = -\Theta_{SS,N} = \Theta_{SS,leg}$$

$$\Theta_{SS,leg} = \frac{F_{nod}(Q_{SS})}{2Q_{SS} + F_{nod}(Q_{SS})} \tag{13}$$

where:

$$F_{nod}(Q_{SS}) = Q_{SS}\left(1 - e^{-1/Q_{SS}}\right) / e^{-1/Q_{SS}} \tag{14}$$

Thus, the result is:

$$Q_{SS} = \frac{\alpha}{2\nu}\frac{1 - e^{-1/Q_{SS}}}{q^{1/Q_{SS}}}\frac{2}{1 + e^{-1/Q_{SS}}}\frac{N-2}{N-1} \tag{15}$$

It can be easily shown that for $N \to \infty$ the above equation becomes coincident with the exact expression given by Equation (5).

The assessment of the effects of nodalizations on the onset of instabilities will be performed using the previous expressions. However, as will be mentioned later, some other methodologies have been also considered. This approach can be considered the numerical analogue of the classical linear stability analysis of PDEs. The main reasoning behind the methodology is shortly summarized in what follows. A finite-difference numerical method for a time-marching problem can been written as an algebraic η-vector equation relating the η values of the unknown function at the n-Th. and (n+1)-Th. time level ($\underline{y}^n$ and $\underline{y}^{n+1}$), grid parameters (in the present case, Δs and $\Delta\tau$) and physical parameters (α, ε). This algebraic equation represents the

discretized form of the original PDEs together with the related boundary conditions. In our specific case for the above-described numerical methods it is:

$$\underline{F}(\underline{y}^n, \underline{y}^{n+1}, \Delta t, \Delta s, \alpha, \varepsilon) = 0 \tag{16}$$

It will be now shown that:

- Studying stability of steady-state solutions of a mathematical problem is capable of clearly pointing out the effect of truncation error brought about by the nodalization.
- Care must be taken in avoiding numerical instabilities or in recognising them in the obtained stability maps.

The vector function $\underline{F}$ is generally non-linear. Therefore, determining the steady state conditions (i.e., the fixed points) may require the iterative solution of the equation:

$$\underline{F}(\underline{y}^n = \underline{y}_{SS}, \underline{y}^{n+1} = \underline{y}_{SS}, \Delta t, \Delta s, \alpha, \varepsilon) = 0 \tag{17}$$

Once the fixed points have been determined, their stability can be studied through linearization by perturbation. Then, considering small deviations from the selected fixed point:

$$\underline{y}^n = \underline{y}^S + (\delta \underline{y})^n \qquad \underline{y}^{n+1} = \underline{y}^S + (\delta \underline{y})^{n+1} \tag{18}$$

Substituting into Equation (16), second order terms can be neglected and Equation (17) can be used to reach the following relationship between perturbations at the n-Th. and at the (n+1)-Th. time levels:

$$(\delta \underline{y})^{n+1} = -(\underline{\underline{J}}_S^{n+1})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}_S^n \cdot (\delta \underline{y})^n \tag{19}$$

where $\underline{\underline{J}}_S^n$ and $\underline{\underline{J}}_S^{n+1}$ denote the Jacobian matrices of $\underline{F}$ with respect to $\underline{y}^n$ and $\underline{y}^{n+1}$ respectively, calculated at the selected fixed point. It is clearly understood that the inverse of $\underline{\underline{J}}_S^{n+1}$ must exist for any meaningful time-marching numerical scheme; in particular, $\underline{\underline{J}}_S^{n+1}$ can be made equal to the identity matrix for explicit numerical methods and boundary conditions. It is then argued that stability can be discussed considering the eigenvalues of the matrix:

$$\underline{\underline{A}} = -(\underline{\underline{J}}_S^{n+1})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}_S^n \tag{20}$$

As results assuming exponential growth or decay of perturbation vectors. In particular, given the spectral radius of the matrix, $\rho(\underline{\underline{A}})$, it is useful to consider the quantity:

$$\Delta\rho = \rho(\underline{\underline{A}}) - 1 \tag{21}$$

quantifying the *margin in excess to neutral stability*, which takes negative values for stable conditions and positive values for unstable ones. This quantity can be therefore used to find neutral stability conditions and to set up stability maps. Then, it is here preferred to calculate $\Delta\rho$ throughout a selected α–ε rectangular domain, thus identifying with the aid of contour plots regions with a different degree of stability. This method is easier to implement in computer programs and has the advantage to provide a greater deal of information, at the price of a reasonable increase in computing effort.

Figure 6 reports the results obtained for the FTUS method with 30, 40, 50 and 100 nodes and $\Delta\tau=10^{-4}$. It can be noted that a very small unstable region is found within the addressed domain with 30 nodes, whereas increasing the detail of discretization unstable conditions are predicted for lower and lower values of . This clearly explains the above-discussed behavior and shows the dramatic quantitative impact of truncation error on the prediction of stability.

Figure 7 illustrates the map for 100 nodes. It is interesting to compare the results obtained for the explicit upwind method with the results of a modal solution[1] with a second order term simulating numerical diffusion. With this aim, the diffusion coefficient is defined as:

$$\mathbb{D}(Q) = \frac{|Q|\,\Delta s}{2}\left(1 - \frac{|Q|\,\Delta t}{\Delta s}\right) \tag{22}$$

as resulting from the analysis of truncation error for the FTUS method. Figure 8 shows the predicted flow rate variation with time. The diffusion coefficient was the one corresponding to 1000 nodes under the FTUS approximation. The number of modes considered in the modal expansion was 500. As may be observed, both approximations behave similarly. Exact coincidence is precluded by the non-linearity of the system and the approximate values given by expression (6). The latter fact is due to the use of the nominal, steady state value of Q used for its calculation. It may be shown that the predicted stability conditions are very similar for the nodal and the modal solution with equivalent dissipative effects and the agreement is improved by increasing the number of nodes. This confirms the overwhelming importance of the second order term alone in determining the overall truncation error effect on stability predictions. Figure 6 also shows the linear stability curve obtained by the modal solution with no diffusion (D(Q)=0). It shows, as expected, its close agreement with the stability curve obtained by the conventional linear stability analysis shown in APPENDIX A.

Finally, Figure 9 shows the stability maps for various 1st and 2nd order methods obtained with $\Delta t=10^{-4}$. It is clearly visible that 2nd order methods provide relatively very accurate predictions of the stability boundary. The changes observed in the maps increasing the number of nodes up to 100 are minimal, supporting the conclusion that in the present case the effect of truncation error on stability prediction is due almost exclusively to the second order dissipative term. The low Courant number used makes the FTUS results almost as diffusive as the ITUS ones.

The analysis of the stability maps obtained with the FTUS method and C=0.8 or with second order methods and $\Delta t = 10^{-3}$, pointed out the appearance of regions of instability larger than those predicted by the reference modal solution. The possible reasons for this behavior were mainly two:

- An effect of truncation error at large time steps on the velocity of propagation of perturbations along the legs, related to the dispersive effects brought about by odd-order derivatives;
- The effect of the use of a large time step in momentum equation, giving rise to a general tendency to instability due to delayed feedback.

In what follows it will be shown that, although the first effect cannot be excluded, the second is the leading one, being responsible for the observed overprediction in the extent of the unstable region.

In all the cases considered (FTUS and 2nd order methods), the adopted discretization for the momentum equation implied that both the temperature integral along the loop and the friction term have been evaluated making use of old-time-level quantities. The results obtained making

[1] This consists in a modal expansion of the governing equations and boundary conditions (1-3) in terms of Fourier series of sinus and cosinus. Then, a coupled system of ODEs is obtained, which is free of spatial discretization error. Considering a reasonably high number of modes, a reference solution may be obtained. Then, the energy conservation equation may be generalized to consider a diffusive term, with diffusion depending on flow rate.

use of this form are shown in the Figures 15 and 16 below for both the FTUS method. It can be noted that in the case of FTUS with C=0.8, the overprediction of the extent of the stability region is remarkable. In the case of the MacCormack method with $\Delta t = 10^{-3}$, a slight discrepancy with the modal solution was also found.

The following approach was used to discriminate among the possible causes of this convergence "coming from outside" to the neutral curve:

- Considering a fully implicit linearized approximation of the friction term in the momentum equation: this approach did not lead to any improvement in the results. On the contrary, the degree of overprediction was larger, showing a more pronounced dependence on C.
- Evaluating the friction term and the temperature integral term on the basis of (n+1)-Th time level values (It did not increase too much the computational effort):

Therefore, the following form of momentum equation results:

$$Q^{n+1} = Q^n + \left(\frac{\alpha}{N-1} \sum_{i=1}^{N-1} \frac{\Theta_i^{n+1} + \Theta_{i+1}^{n+1}}{2} - \varepsilon (Q^n)^{1-\theta} Q^{n+1} \right) \Delta t$$

Making use of this momentum equation in the FTUS scheme, the stability maps reported in Figures 17 and 18 were obtained. It can be noted that now no overestimate of the unstable region was obtained, showing the usual diffusive behavior.

The analysis above clearly demonstrates that of the two above envisaged reasons for overestimating instability, that related to the time discretization of the momentum equation is certainly dominant.

IV. CONCLUSIONS

The aforementioned calculations allowed arriving 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 behavior. Looking for convergence of computed results is always rewarding in these situations.

iii) The methodology adopted in this work for setting up stability maps shows that a linear stability analysis based on numerical methods is effective in pointing out the effect of truncation error. Furthermore, if the appropriate nodalization detail and/or higher order schemes are adopted, it can even result as reliable as the usual frequency-domain techniques.

As shown by the obtained results, the methodology adopted in the present work is useful to quantify the effects of nodalization and time step choice (i.e. discretization errors) for system codes like RELAP5. This will be the subject of further research.

V. 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. Wulff, W., H.S. Cheng, A.N. Mallen and U.S. Rothagi, BWR Stability Analysis with the BNL Engineering Plant Analyzer, NUREG/CR 5816, 1992

6. Chen, K., On the oscillatory Instability of Closed-Loop Thermosyphons, ASME Trans., J. of Heat Transfer, vol. 107, p. 826-832, 1985

PARAMETER	VALUE SI Units
L	20.00
L/2	10.00
S	0.10
A	0.00785
D	0.10
T_{AV}	25.00
ΔT	5.00
T_W (at source)	30.00
T_W (at sink)	20.0
β	0.000255
ρ	997.00
C_p	4177.
μ	0.000864
ν	8.6660d-07
H	20000.
power to the source	2813.31
ss mass flow rate	0.717
ss vol. flow rate	.7193d-03
Reynolds number	10568.
ss ($T-T_{AV}$)	0.522
D.K.S/ν	2216.7
U	0.09158
α	338.94
ε_{Wel}	1.4436
ε	2.3027
q_{ss}	4.7674
T_{ss}	0.1045

Table 1. Specification of a test problem

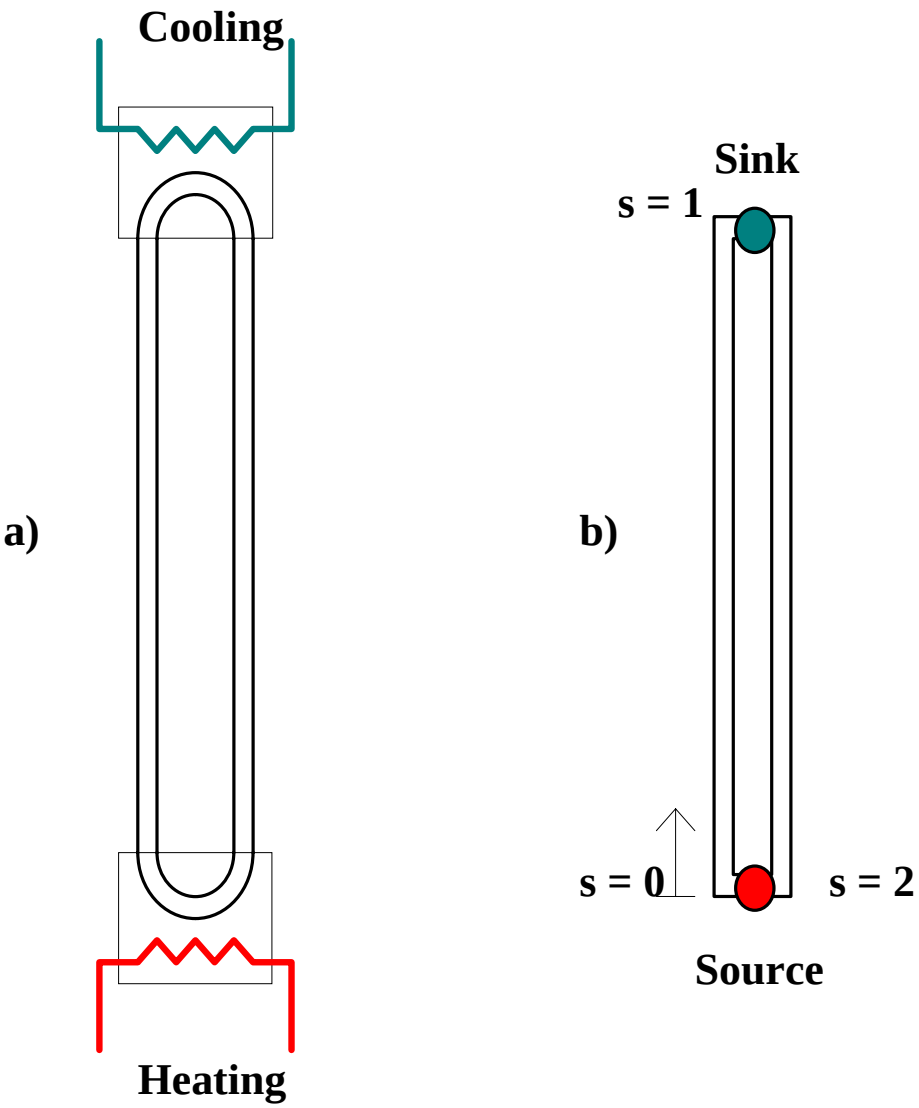


Figure 1a, b. A schematic view of the natural circulation loop, adapted from [1]

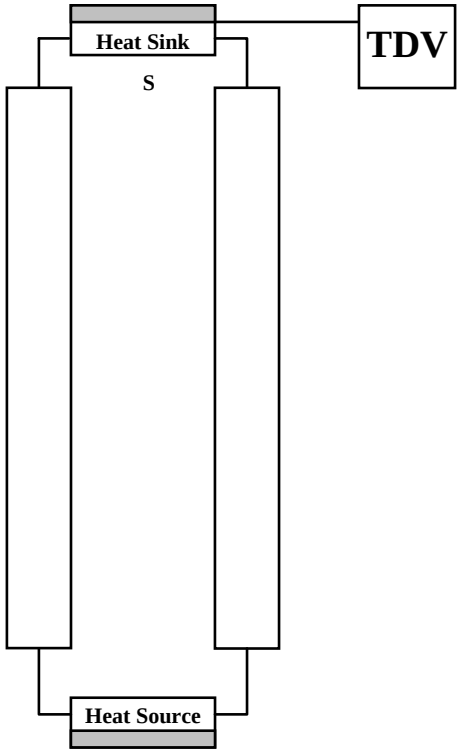


Figure 1c. The loop geometry in a RELAP5 like definition.

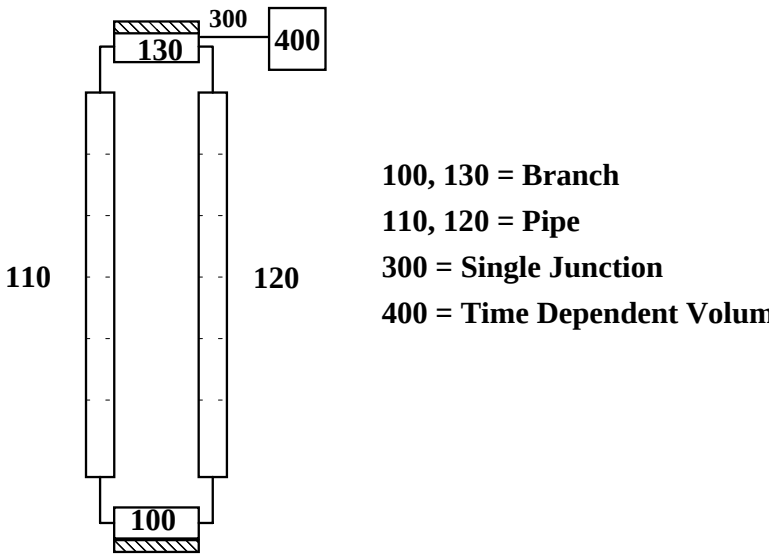


Figure 1d. RELAP5 code nodalization for the analysis of Welander's problem

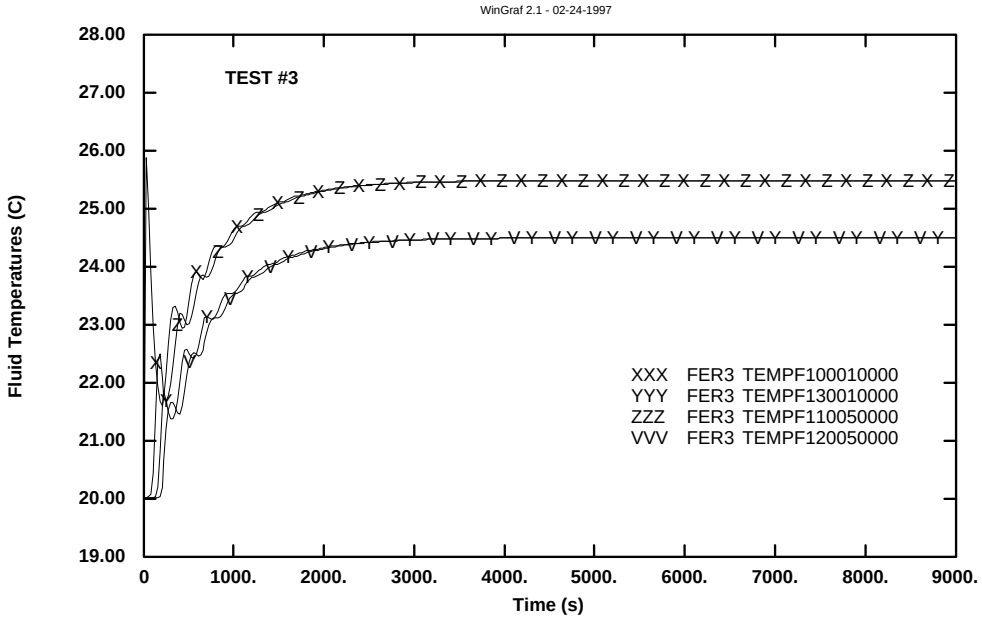


Figure 2. The evolution of fluid temperature at the source and the sink vs. time using 10 nodes per leg and S=0.1 m, α = 339, ε =2.3

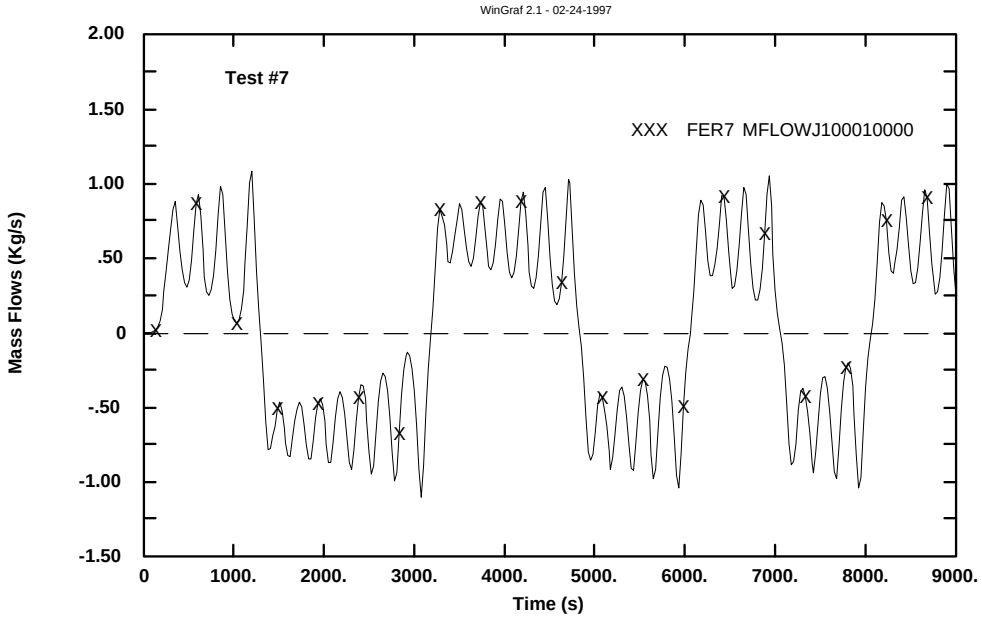


Figure 3. The time variation of loop flow-rate.
Number of nodes per leg: 90, S=0.1m, α = 339, ε =2.3

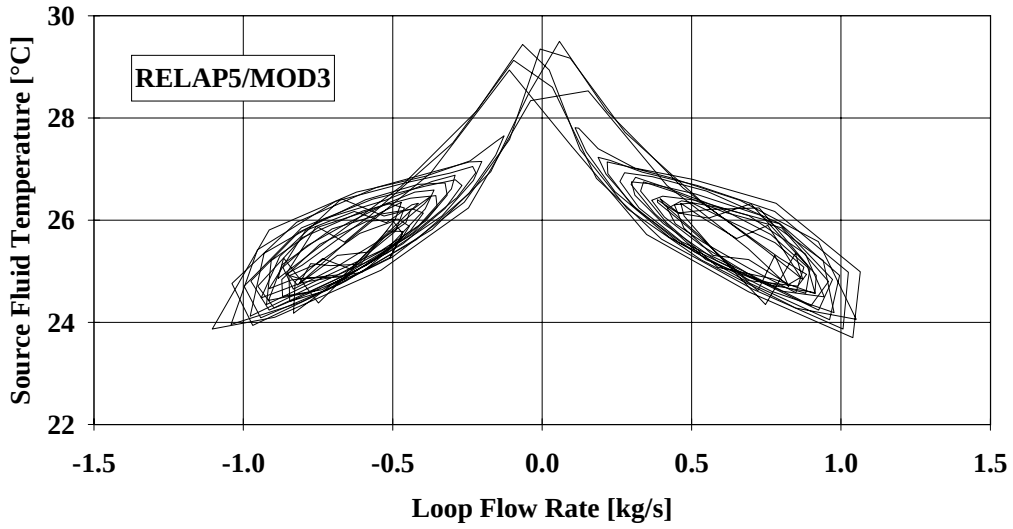


Figure 4. Projection of the attractor in the phase space as calculated by RELAP5/MOD3 using 90 nodes per leg, α = 339, ε =2.3

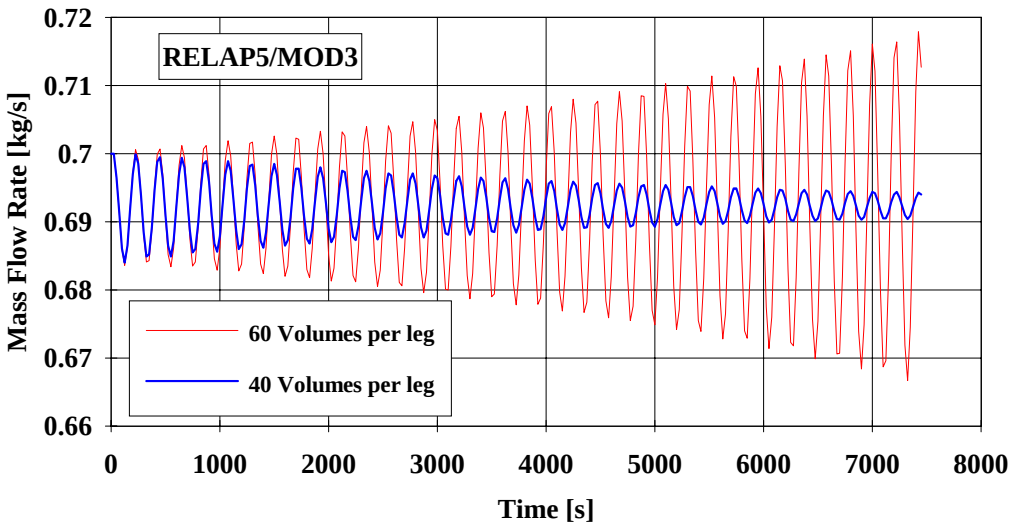


Figure 5. RELAP5/MOD3 results for the dynamic behavior of a single-phase thermosyphon loop, α = 339, ε =2.3

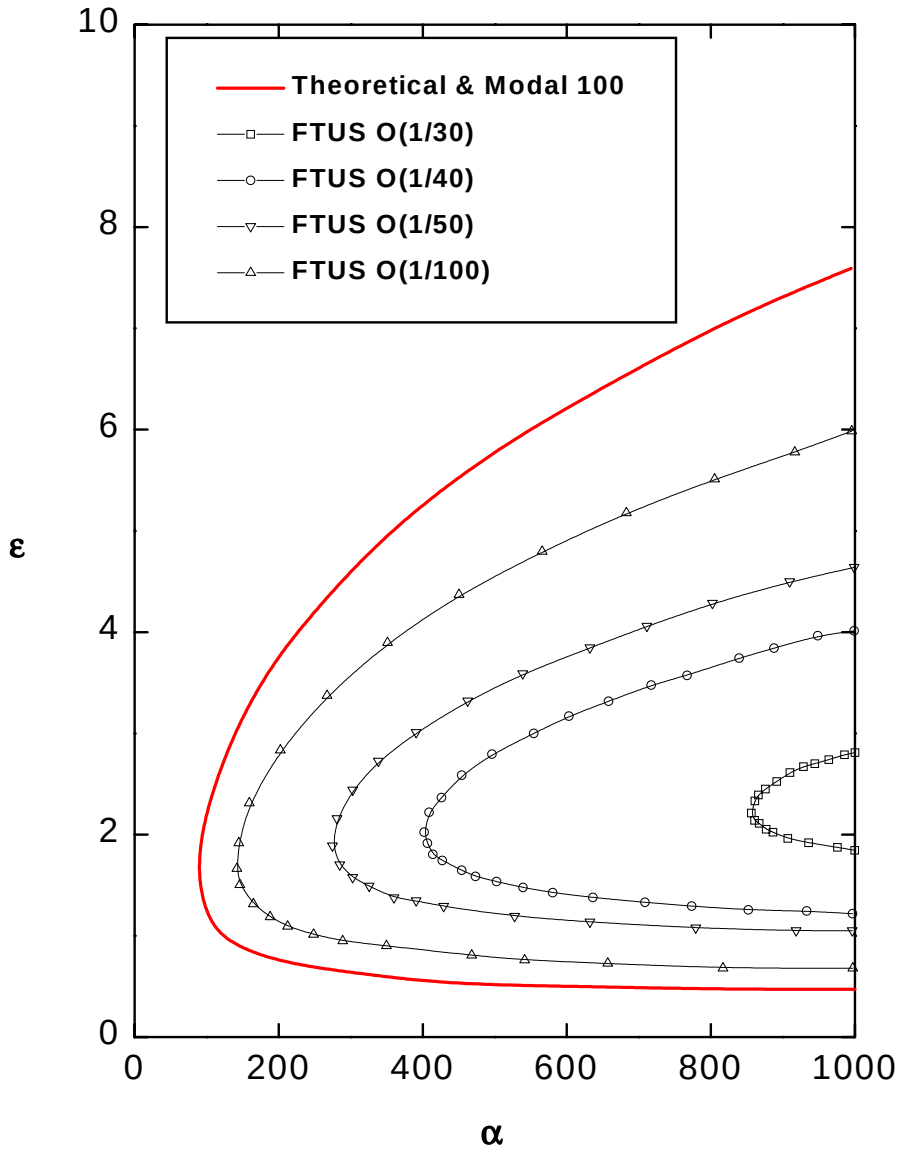


Figure 6. The effect of the number of nodes on the Neutral stability curve using the FTUS scheme.

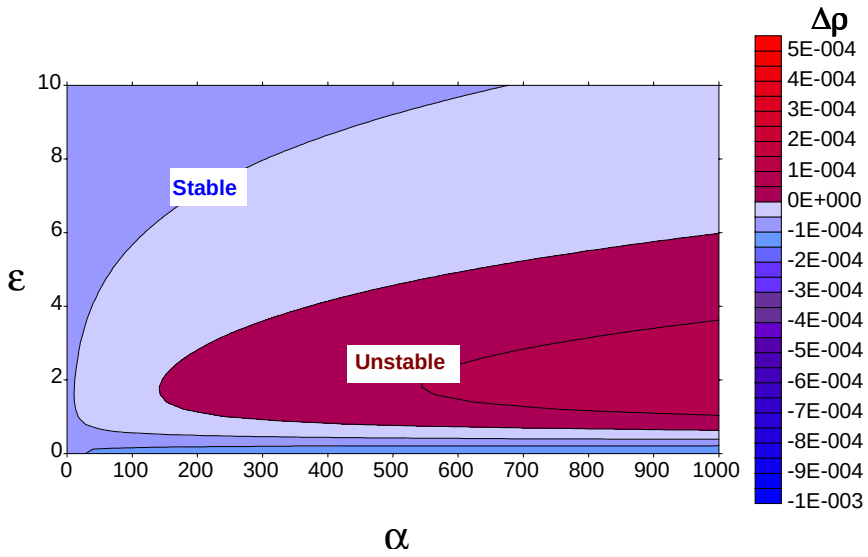


Figure 7. Stability map for the FTUS scheme, 100 nodes and $\Delta t=10^{-4}$

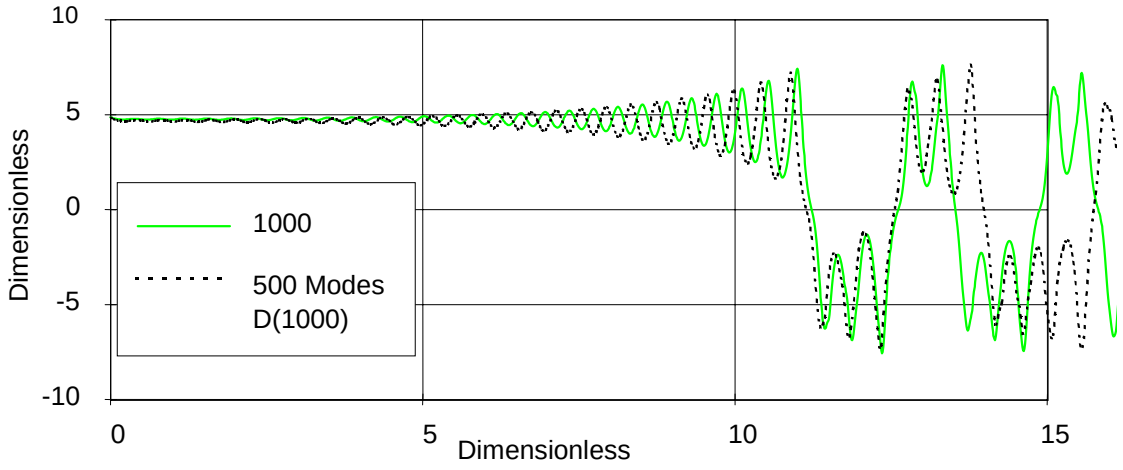


Figure 8. The flow rate for the FTUS scheme using 1000 nodes and its simulation using a modal expansion of 500 modes and expression (22)

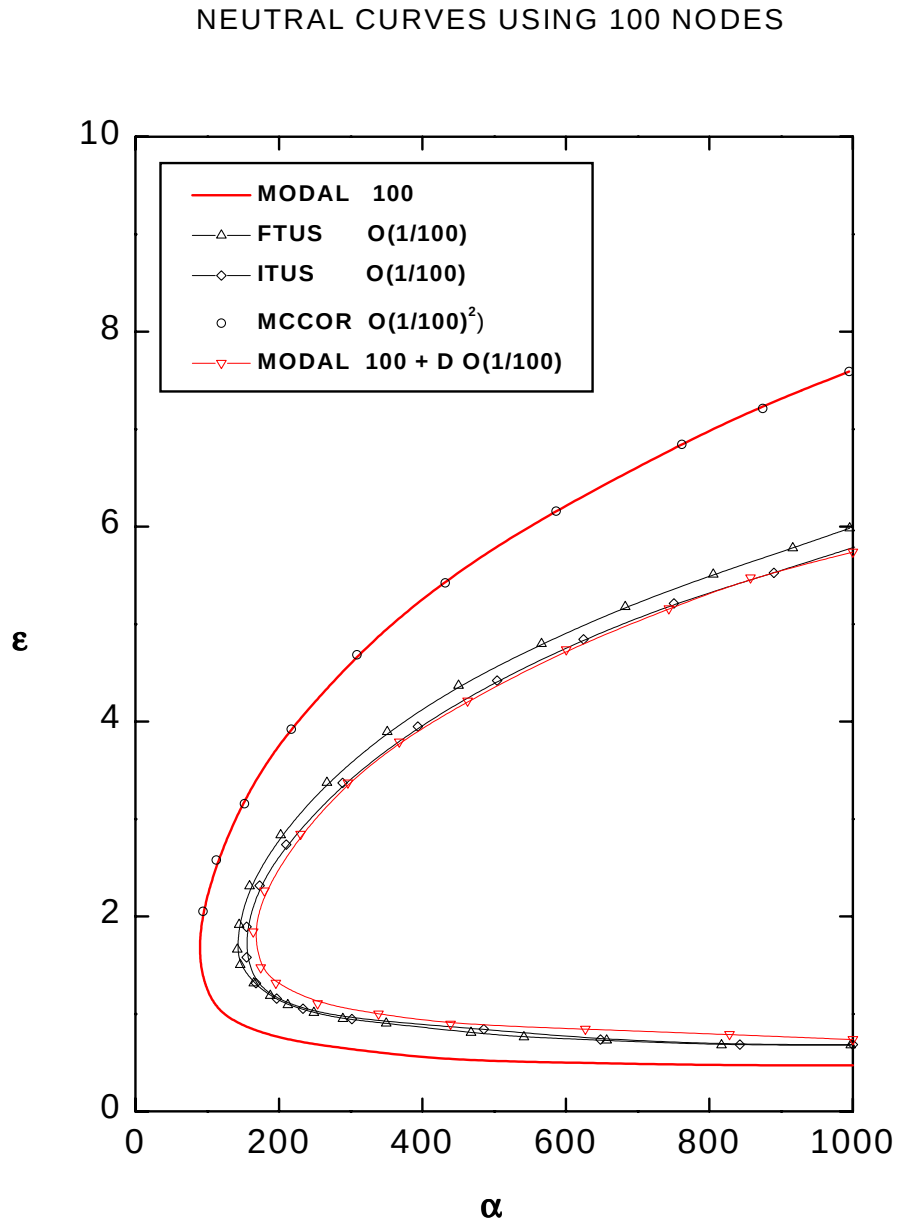


Figure 9. Comparison of the neutral curves obtained with different approximations (ITUS: implicit-time, Upwind-Space, MCCOR: Mac Cormack)

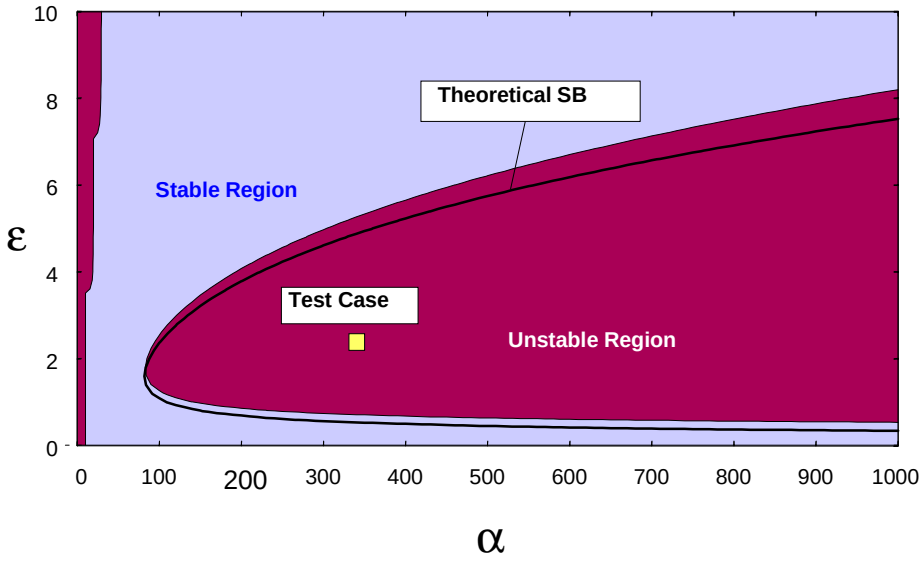


Figure 10. FTUS scheme with C=0.8 and explicit momentum equation (30 nodes)

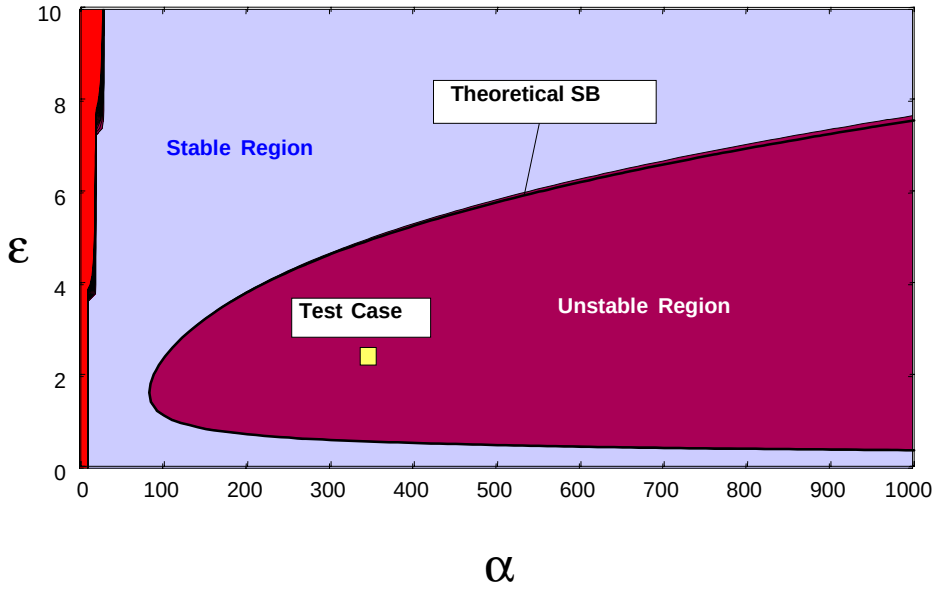


Figure 11. FTUS scheme with C=0.8 and explicit momentum equation (100 nodes)

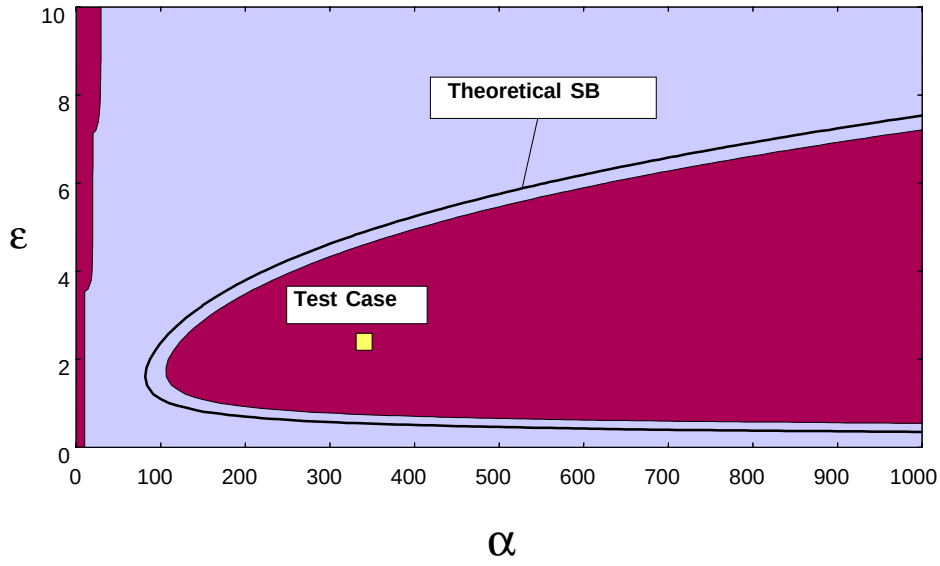


Figure 12. FTUS scheme with C=0.8 and semi-implicit momentum equation (30 nodes)

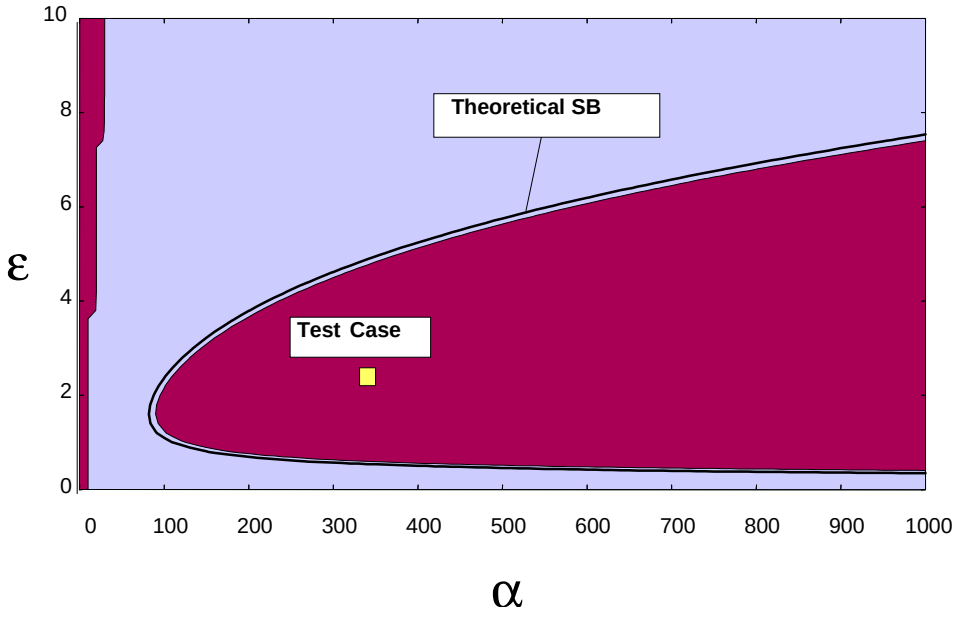


Figure 13. FTUS scheme with C=0.8 and semi-implicit momentum equation (100 nodes)

APPENDIX A

THEORETICAL STABILITY ANALYSIS FOR TURBULENT NATURAL CIRCULATION IN A SIMPLE LOOP

In this APPENDIX, the analysis in [1] is generalized to consider turbulent flow, keeping strictly the same hypotheses of the original derivation. The results emerging from this analysis have been used in the main text to setup an unstable problem in such a way that a “reasonably” detailed discretization using the RELAP5 MOD 3.x [4] codes completely masked the physical situation, giving false stable solutions.

In what follows the geometry of the loop and the equations that specify the theoretical problem are briefly discussed. They include their generalization to consider turbulent flow. The neutral stability curves are obtained as a function of a new parameter, allowing the definition of a theoretical stability map.

The solution of equation (6) (see main text) must be iterated if the flow-rate does not coincide with the postulated flow regime. In non-dimensional terms equation (6) specifies the relation between flow-rate and steady-state temperature in the loop, namely:

$$T_{ss} \equiv \text{ uniform in the leg}$$

(A.1-a)

$$2T_{ss} = (1+T_{ss})\left(1-e^{-1/q_{ss}}\right)$$

(A.1-b)

$$\frac{2\cdot q_{ss}^{2-\theta}}{\frac{\alpha}{\varepsilon}+q_{ss}^{2-\theta}} = 1-e^{-1/q_{ss}}$$

(A.1-c)

where the variables have the same meaning than in the main text and, again, sub-index ss means a condition evaluated at flow steady-state conditions.

The linear analysis of the stability of the steady state equations may be performed in similar terms as in [1]. To this end we first introduce a perturbation to steady-state flow conditions in the form:

$$q = q_{ss} + q'$$
$$T = T_{ss} + T'$$

(A.2)

Introducing these definitions into the non-dimensional form of equations (A.1-A.2) we get:

$$\frac{dq'}{dt} = \varepsilon\,(2-\theta)\; q_{ss}^{1-\theta}\; q' = \alpha \int_0^1 T'\,ds \;;$$

(A.3)

$$\frac{\partial T'}{\partial t} + q_{ss}\;\frac{\partial T'}{\partial s} = 0$$

(A.4)

and:

$$T'_0 + mT'_1 + nq = 0$$

(A.5)

where:

$$m = \frac{1 - T_{ss}}{1 + T_{ss}}$$
$$n = \frac{1 - T_{ss}}{q_{ss}^2}$$

(A.6)

and the sub-indexes 0 and 1 means temperatures evaluated at s = 0, 1 respectively.

In order to study the growth of perturbations, an exponential form in terms of time is adopted. Then:

$$q' = \bar{\bar{q}} \cdot e^{r.t}$$
$$T' = \bar{\bar{T}} \cdot e^{r.t}$$

(A.7)

In the A.7, r is a complex and $\bar{\bar{T}}$ is the non-disturbed value of T.

Then:

$$r \cdot \bar{\bar{T}} + q_{ss} \frac{\partial \bar{\bar{T}}}{\partial s} = 0$$

(A.8)

$$\bar{\bar{T}}'_0 + m \cdot \bar{\bar{T}}'_1 + n \cdot \bar{\bar{q}} = 0$$

(A.9)

and:

$$1 + m \cdot e^{-r / q_{ss}} + \frac{n \alpha q_{ss}}{r \left[r + \varepsilon_2 q_{ss}^{(1-\theta)} \right]} (1 - e^{-r / q_{ss}}) = 0 \quad ,$$

(A.10)

where:

$$\varepsilon_2 = (2 - \theta) \varepsilon$$

The neutral stability curves may be found putting:

$$r = i \cdot \omega$$

Then, inserting this definition in (A.10), it is found:

$$1 + m \cdot e^{-i\omega / q_{qq}} + \frac{n \alpha q_{ss}}{i\omega \left[i\omega + \varepsilon_2 q_{ss}^{(1-\theta)} \right]} (1 - e^{-i\omega / q_{ss}}) = 0$$

(A.11)

Let us introduce the following definitions:

$$\bar{\omega} = \omega / q_{ss}$$
$$\bar{\alpha} = n \alpha / q_{ss}$$
$$\bar{\varepsilon} = \varepsilon / q_{ss}$$

(A.12)

Then, equation (17) becomes:

$$\frac{e^{i\bar{\omega}} + m}{e^{i\bar{\omega}} - 1} + \frac{\bar{\alpha}}{i\bar{\omega}\,(i\bar{\omega} + u\,\bar{\varepsilon}\,q_{ss}^{1-\theta})} = 0 \tag{A.13}$$

Where:

$$u = (2-\theta)\frac{a}{16}\left[\frac{DKS}{\nu}\right]^{1-\theta} \tag{A.14}$$

Imposing that the imaginary part of (A.13) must equal 0, it results:

$$(\bar{\varepsilon}^2 u^2 q_{ss}^{2(1-\theta)} + \bar{\omega}^2)\cdot(1-m) - 2\bar{\alpha} = 0 \tag{A.15}$$

Furthermore, from equation (1-b):

$$\frac{1}{q_{ss}} = -\,Ln\frac{1-T_{ss}}{1+T_{ss}} \tag{A.16}$$

Then,

$$\bar{\alpha} = \frac{1-T_{ss}}{T_{ss}}\frac{u}{2-\theta}q_{ss}^{-\theta}\bar{\varepsilon} \tag{A.17}$$

Now, equation (A.15) may be written as:

$$\bar{\varepsilon}^2 + \frac{\bar{\omega}^2}{u^2(q_{ss})^{2(1-\theta)}} - A\,\bar{\varepsilon} = 0 \tag{A.18}$$

where:

$$A = \frac{1 - T_{ss}^2}{T_{ss}^2}\frac{1}{(2-\theta)}(q_{ss})^{-(2-\theta)} \tag{A.19}$$

Finally, equation (A.18) is written as the equation of an ellipse, then:

$$\left[\bar{\varepsilon} - \frac{A}{2}\right]^2 + \frac{\bar{\omega}^2}{(uq_{ss})^{(1-\theta)}} = \left[\frac{A}{2}\right]^2 \tag{A.20}$$

Furthermore, setting the real part of equation (A.13) equal to zero and using (A.18), it is found that:

$$\bar{\varepsilon} = -\frac{1}{T_{ss}}\cdot\frac{1}{u\cdot q_{ss}^{1-\theta}}\cdot\bar{\omega}\cdot\cot g\,(\frac{\bar{\omega}}{2}) \tag{A.21}$$

Equations (A.20) and (A.21) are solved by iteration to find the values of $\bar{\alpha}$ and $\bar{\varepsilon}$. Fixing a value for T_{SS}, what implies a definition for q_{SS}, performs it. After these values are found, the corresponding values of α and ε, as well as the values of all other variables of interest may also be found.

RESULTS AND DISCUSSION

Results have been obtained taking a base case, as specified in Table 1. At first glance it is not essential to set a physically sound situation, because the results may be also interpreted in non-dimensional terms. However, as mentioned before, the use of the present results to set a test, benchmark problem for a large thermal-hydraulic system code, led our studies. This approach was useful, so it was decided to keep the same philosophy. The dimensions of the loop may be considered typical of a real experimental rig. Results have been obtained keeping the same geometry and changing the heat flow (as measured by HTC) at both the source and the sink. The range adopted for the variation of HTC was such that the flow changed from fully laminar to fully turbulent.

Figure A.1 shows the neutral stability curve obtained by solving equations (A.20) and (A.21) and considering turbulent flow. Figure A.2 is a stability map, obtained by solving equations (1-3) by a modal decomposition method, using 100 and perturbing the resulting ODEs according to a standard linear stability analysis technique. It may be considered a reference solution for the differential problem and the borderline separating the stable and unstable zones must be coincident with the one in Figure A.1. In Figure A.3 the results of Figure A.1 have been re-plotted and are compared with the values obtained from Figure A.2. As may be observed the values coincide fairly well. The conspicuous point in the middle of the unstable zone corresponds to the data of Table 1.

Figure A.4 shows two neutral curves: a) one for laminar flow, obtained by setting HTC=1000 and b) one for turbulent flow, obtained by setting HTC=20000 in correspondence with the parameters given in Table 1. Once again, the isolated point in the unstable zone corresponds to the system working as given by Table 1.

Figure A.5 shows, in terms of ε_{Wel} (The parameter in Welander's paper [1]) and q_{ss} the neutral stability curves as a function of HTC. In this figure there are three differentiated types of curves: a) one corresponding to laminar flow (HTC=1000), b) one corresponding to a transitional flow (HTC=5000) and c) those for fully turbulent flow (HTC=10000, 20000 and 50000). The curve corresponding to laminar flow (HTC=1000) is coincident with the first part of the transitional curve (5000 L-T). At Reynolds number 2300 the friction law changes, imposing a discontinuity in the neutral curve that follows the turbulent pattern. This situation can not arise in nature and is a consequence of the standard friction law transition adopted. Figure A.6 shows a more detailed plot of this situation, considering the additional case HTC=3000. It is important to point out that the friction crisis exists, then, intermediate values can not be defined, except by using a suitable interpolation (as RELAP5 and every predictive code do). This problem does not arise when the Reynolds number is used as the dependent variable. What is more questionable is, perhaps, using a standard steady state law of friction for this analysis. However, this is usually the standard practice.

CONCLUSIONS

The analysis of Reference [1] was extended to consider turbulent flow. This allowed analyzing the behavior of a simple system and to specify a problem used as a benchmark for a large-scale system thermal-hydraulic code. In this way, the effects of numerical damping on unstable flows were quantified. While obtaining the results shown, the influence of the laminar to turbulent flow transition became evident. Then, considering smooth flow transition criteria and the effects of time variation on the friction law may be of importance for the complete definition of the problem.

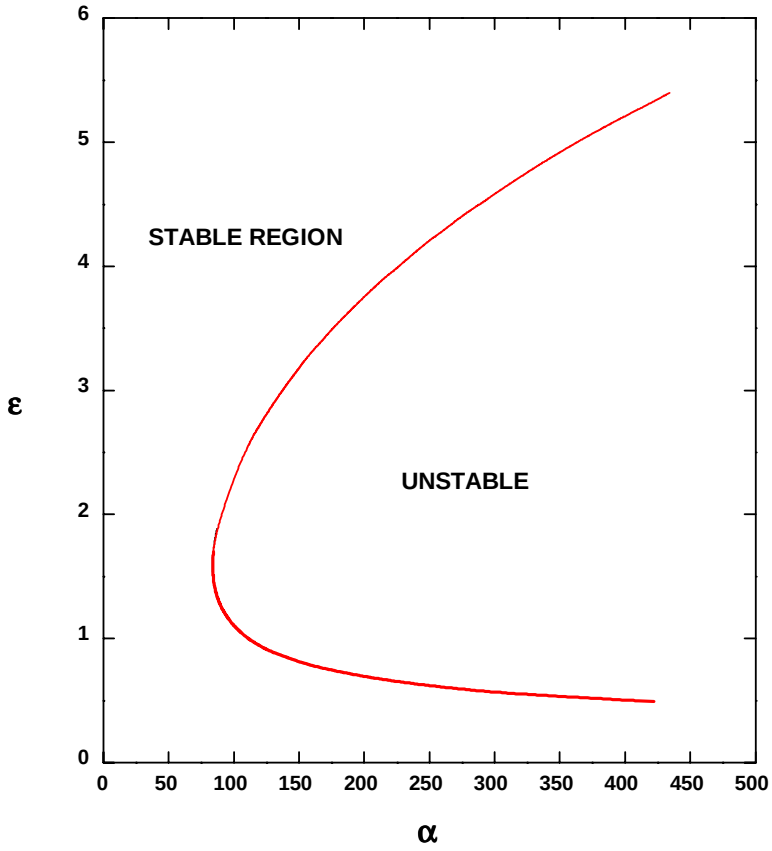


Figure A.1. The neutral stability curve for turbulent flow

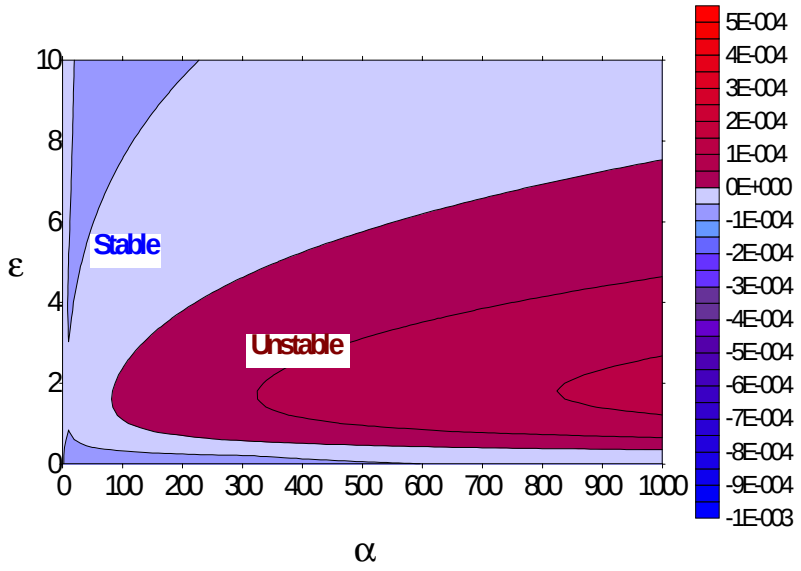


Figure A.2 A. Stability map from obtained from a reference modal solution of the flow equation, Reference [5]

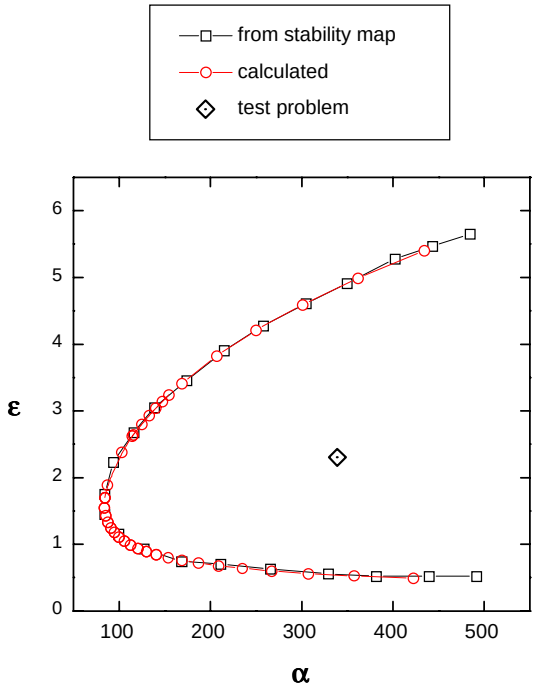


Figure A.3. Comparison of the theoretical and the neutral stability limit as obtained from Figure A.2

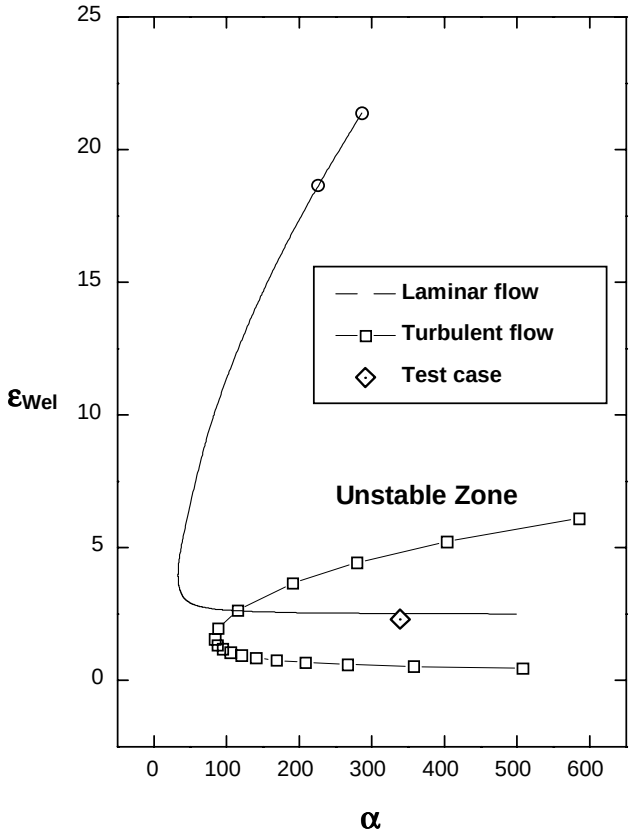


Figure A.4. Neutral curves for the fully laminar and fully turbulent flows

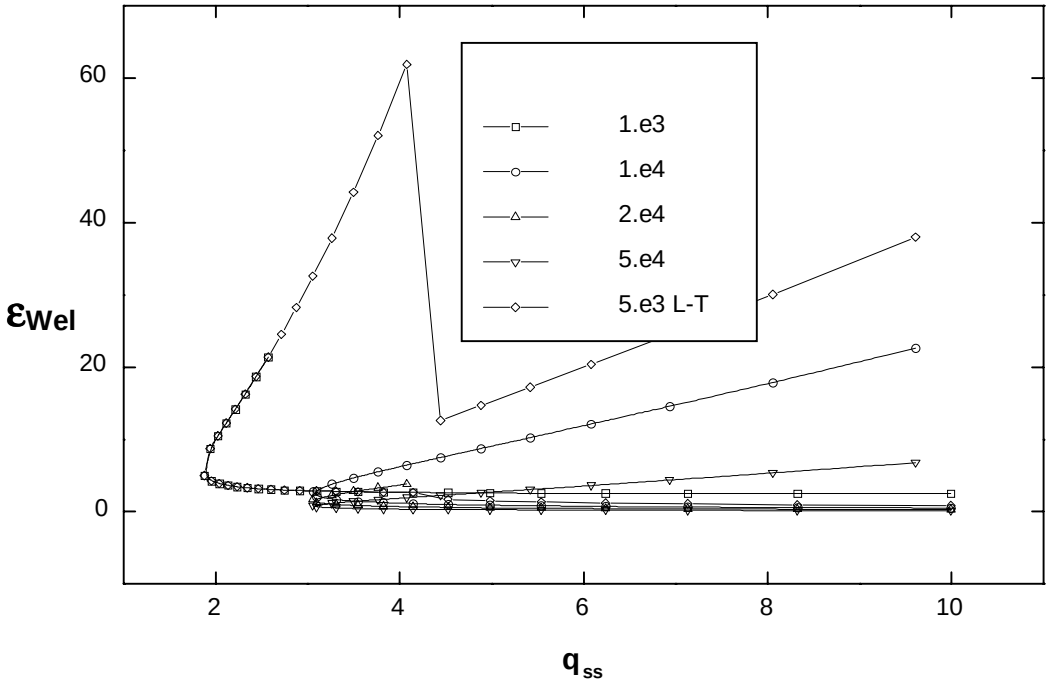


Figure A.5. Neutral stability curves for laminar, transitional and turbulent flows

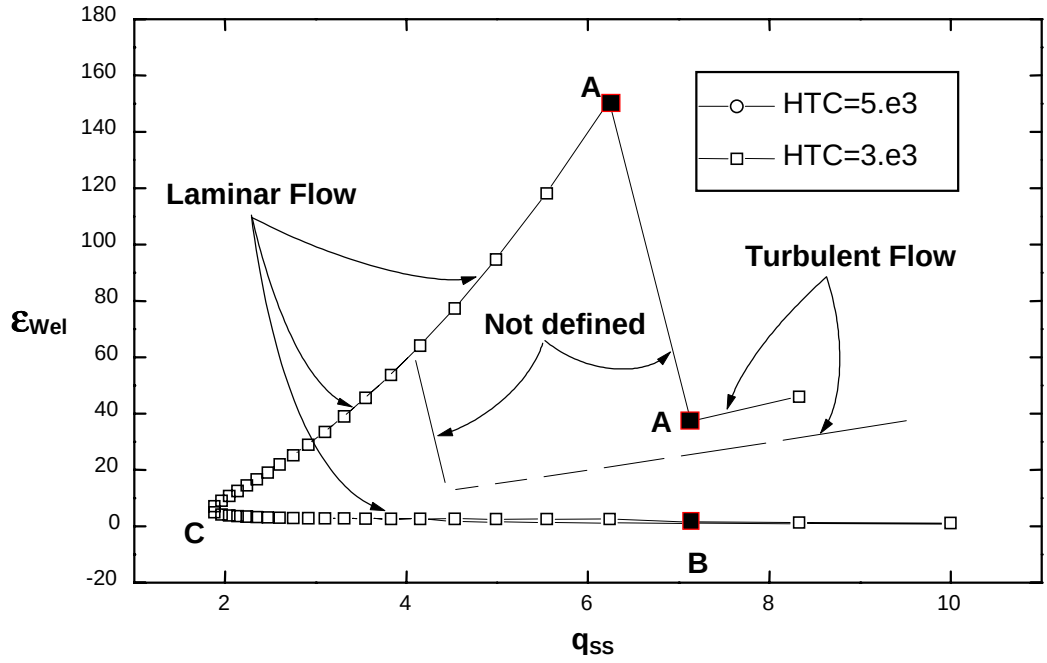


Figure A.6. Neutral stability curves for transitional flows

APPENDIX B

MEMORANDUM

Date: July 1991

SUBJECT: LIMITATIONS OF THE USE OF A "HEAT EXCHANGER" APPROXIMATION FOR A POINT HEAT SOURCE

Produced by: G.M. Grandi and J.C. Ferreri

Sector: División Modelos Físicos y Numéricos, Gerencia Seguridad Radiológica y Nuclear, CNEA, Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina

The objective of the following analysis is showing why a one cell approximation (loosely speaking a lumped parameter approximation) of a heat exchanger can not be used to get the correct value of the steady state temperature jump. This elementary condition holds for any representation using a first order upwind approximation. A correction factor is derived to deal with this situation. The working hypotheses of Welander's [1] original formulation are adopted in order to define a theoretical benchmark.

Let us consider the equation for the temperature approximation in the tubes:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + \frac{q}{A}\frac{\partial T}{\partial s} = k \cdot (T_0(s) - T) \tag{B.1}$$

where, accordingly with Welander's [1] nomenclature, q is the volumetric flow rate, T is the fluid temperature (assumed as uniform over each tube cross section), $T_0(s)$ is the temperature at the source wall, A is the tube cross section area, k is a proportionality coefficient (assumed as constant) for the heat transfer, t is the time and s is the space co-ordinate measured along the tube length.

For steady-state (ss) it is:

$$U_{SS}\frac{\partial T}{\partial s} = k \cdot (T_0(s) - T) \tag{B.2}$$

where:

$$U_{SS} = q_{SS} / A \tag{B.3}$$

T_0 is set as $T_0 = \pm \Delta T$ in the source/sink. The rest of the tubes are adiabatic. Then, dividing the previous equation by T_0 and letting Θ it is:

$$U_{SS}\frac{\partial \Theta}{\partial s} = k \cdot (1 - \Theta) \tag{B.4}$$

Expression (4) is valid in the source.

Let us consider a cell piecewise continuous variation of T along the source, then, under an upwind approximation (Figure B.1), it is:

$$U_{SS}\left(\frac{\Theta_P - \Theta_W}{\Delta x}\right) = k \cdot (1 - \Theta_P) \tag{B.5}$$

But: $\Theta_W = -\Theta_P$, then:

$$\Theta_P = \frac{1}{1+\frac{2\cdot U_{SS}}{k\cdot \Delta s}} = \frac{1}{1+2\cdot V} \tag{B.6}$$

where V is the non-dimensional velocity.

If the approximation for the temperature in the cell is defined as the mean of Θ_P and Θ_W, then:

$$\Theta_P = \frac{1}{2\cdot V} \tag{B.7}$$

The following table shows the values obtained with both approximations as a function of α/ε.

α/ε	**V**	**Θ (Welander)**	$\Theta_P = \frac{1}{1+2\cdot V}$	$\Theta_P = \frac{1}{2\cdot V}$
0.1	0.1	0.999	0.833	5.0
1.0	0.648	0.648	0.436	0.772
2.0	0.958	0.479	0.343	0.52
10.0	2.222	0.222	0.184	0.227
0.01	0.01	1.00	0.98	50.0
0.5	0.417	0.834	0.545	2.398
50.0	4.98	0.0096	0.0912	0.010

Table B.1. Values of θ_P computed using different approximations for the source temperature.

As may be observed from Table B.1, expression (B.7) is a better approximation for higher flow-rates. The inverse happens with expression (B.6).

Now, let's pose the following question:

Which is the expression to be used for the heat generated at the source, under a FTUS approximation, to recover the exact value (i.e. Welander's theoretical value) of Θ_P?

The answer comes considering the following analysis. Referring once again to Figure B.1 and integrating (B.2), it comes:

$$\int_{T_W}^{T} \frac{dT}{T-T_0} = -\int_0^{\Delta S} \frac{k}{U_{SS}} ds$$

where Δs is the heated length, then:

$$T = T_0 + (T_W - T_0)\cdot \exp(-1/V)$$

where $V = U_{SS} / (k\cdot\Delta s)$.

The mean value of an equivalent heat source on Δs is:

$$\left\langle k\cdot(T-T_0)\right\rangle = \frac{U_{SS}}{\Delta s}(T_0 - T_W)\cdot\left[1-\exp(-1/V)\right] \tag{B.8}$$

Let us verify if this expression gives correct values for the fluid temperature (i.e. coincident with the values given by Welander's analysis) at the source, when the latter is computed via an upwind approximation. Using a FTUS discretization, the previous expression leads to:

$$T_P - T_W = (T_0 - T_W) \cdot F \qquad \text{(B.9)}$$

where:

$$F = 1 - \exp(-1/V)$$

If we consider that $T_P = -T_W$ and introducing non-dimensional variables, then, replacing in (B.8):

$$\Theta_P = \frac{F}{2 - F}$$

This expression gives values coincident with the ones of Welander's analysis.

In conclusion, using a definition for ΔT that may be obtained from (B.8) allows obtaining correct values for the steady state temperature jump at the source. This applies to a discrete upwind approximation. This, in turn, brings correct values for the steady state flow rate.

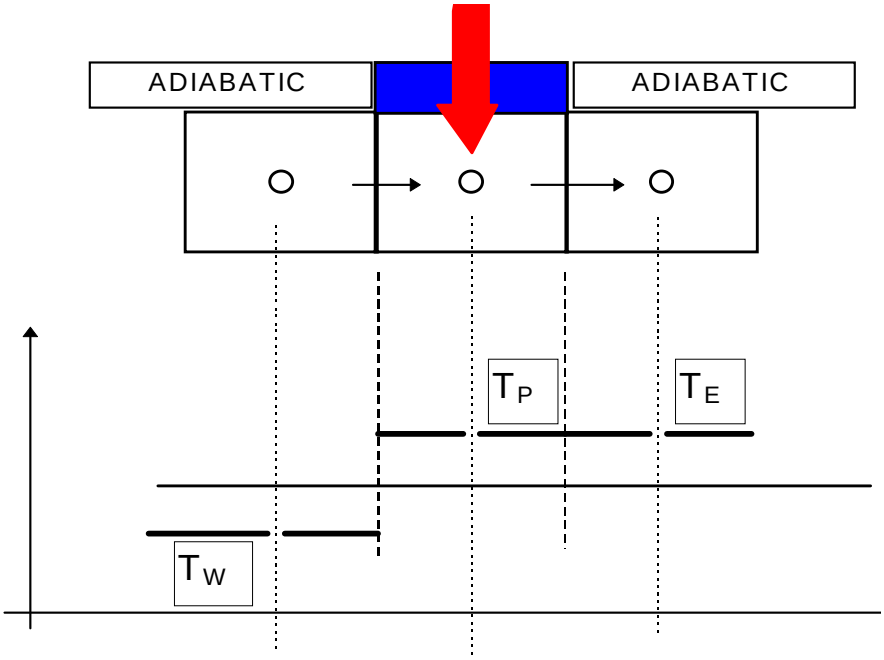


Figure 1. A sketch of the node definitions for simple upwinding

APPENDIX C

RESULTS FROM THE APPLICATION OF RELAP5/MOD3.x CODE

- **LIST OF CASES CONSIDERED AND THEIR NODALIZATIONS**
- **PLOTS OF SELECTED RESULTS**

The following nomenclature applies to the curves shown in Figures C.1 to C.10

Fluid Pressure

100010000 * lower plenum
130010000 * upper plenum

Fluid Temperatures

100010000 * lower plenum or source
110010000 * ascending leg 1
110050000 * ascending leg 5
110100000 * ascending leg 10
130010000 * upper plenum or sink
120100000 * descending leg 10
120050000 * descending leg 5
120010000 * descending leg 1

Mass Flow Rates

100010000 * lower plenum to ascending leg
100020000 * lower plenum to descending leg
300000000 * upper plenum to TDV

Test No. 1 (code RELAP5/MOD3.0)

Cross section of components 100, 110, 120, 130 = 7.854×10^{-3} m^2
Hydraulic diameter of components 100, 110, 120, 130 = 0.1 m
Length of components 100 and 130 = 1 m
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 10
Roughness parameter = 10^{-7} m
Pressure in components 400 = 10^5 Pa
Initial fluid temperature 293.15 K

Geometry of heat structures : cylindrical
Heat transfer area = 0.628 m^2 (internal diameter = 0.2 m, length = 1 m)
Thickness = 10^{-4} m
Thermal conductivity = 100 W/(m^2K)
Volumetric heat capacity = 10^5 J/(m^3K)

Initial lower and upper structure temperature = 293.15 K
Final upper structure surface temperature = 293.15 K
Final lower structure outer surface temperature = 303.15 K (after 0.1 s)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 1000 W/(m^2K)

Time step = 0.5 s
Initial loop flow rate = 0.1 kg/s

Test No. 2 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 1 with:
Length of components 100 and 130 = 0.5 m
Structure heat transfer area = 0.314 m^2 (internal diameter = 0.2 m, length = 0.5 m)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 2000 W/(m^2K)

Test No. 3 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 1 with:
Length of components 100 and 130 = 0.1 m
Structure heat transfer area = 0.0628 m^2 (internal diameter = 0.2 m, length = 0.1 m)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 10000 W/(m^2K)

Test No. 4 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 3 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 25

Test No. 5 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 3 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 50

Test No. 6 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 3 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 90

Test No. 7 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 6 with:
Initial loop flow rate = 0.001 kg/s

Test No. 8 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 7 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 40 (searching for neutral stability)

Test No. 9 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 7 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 38 (searching for neutral stability)

Test No. 10 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 7 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 36 (searching for neutral stability)

Test No. 11 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 7 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 34 (searching for neutral stability)

Test No. 12 (code RELAP5/MOD3.1)
As Test No. 8

Test No. 13 (code RELAP5/MOD3.1)
As Test No. 6

Test No. 14 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 7 with:
No. of nodes in the legs (110 and 120) = 37 (searching for neutral stability)

Test No. 15 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 14 with:
Time step = 1.0 s

Test No. 16 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 14 with:
Time step = 0.25 s

Test No. 19 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 9 with:
Pressure control junction 300 closed after 3000 s

ADDITIONAL CASE SERIES

Test No. X1 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 1 with:
Structure heat transfer area = 0.0314 m^2 (internal diameter = 0.1 m, length = 0.1 m)

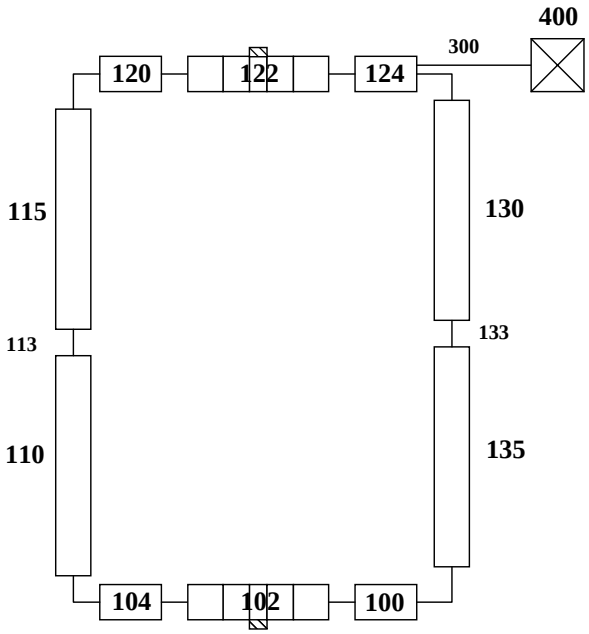
Test No. X2 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 2 with:
Structure heat transfer area = 0.0314 m^2 (internal diameter = 0.1 m, length = 0.1 m)

Test No. X6 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 6 with:
Structure heat transfer area = 0.0314 m^2 (internal diameter = 0.1 m, length = 0.1 m)

Test No. X14 (code RELAP5/MOD3.0)
As Test No. 14 with:
Structure heat transfer area = 0.0314 m^2 (internal diameter = 0.1 m, length = 0.1 m)

Tests performed using RELAP5/MOD2 for the
Benchmark Calculation

Nodalization



Test No. F2

Cross section of loop components = 1.26×10^{-3} m^2
Hydraulic diameter of loop components = 0.04 m
Overall length of components 100-102-104 and 120-122-124 = 0.5 m
Length of components 100, 104, 120, 124 = 0.1 m
Length of nodes in pipes 102 and 122 = 0.08 m, 0.05 m 0.04 m, 0.05 m, 0.08 m
Length of pipes 110, 115, 130, 135 = 5 m
No. of nodes in components 110, 115, 130, 135 = 50
Roughness parameter = 10^{-7} m
Pressure in component 400 = 10^5 Pa
Initial fluid temperature 293.15 K

Geometry of heat structures: cylindrical
Length of structures = 0.04 m
Thickness = 5×10^{-5} m
Thermal conductivity = 100 W/(m^2K)
Volumetric heat capacity = 10^5 J/(m^3K)

Initial lower and upper structure temperature = 293.15 K
Final upper structure surface temperature = 293.15 K
Final lower structure outer surface temperature = 303.15 K (after 100 s)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 2500 W/(m^2K)

Time step = 0.5 s
Initial loop flow rate = 0.1 kg/s
Steady-State Period = 10 s

Test No. F3

Cross section of loop components = 3.1416×10^{-4} m^2
Hydraulic diameter of loop components = 0.02 m
Overall length of components 100-102-104 and 120-122-124 = 0.5 m
Length of components 100, 104, 120, 124 = 0.1 m
Length of nodes in pipes 102 and 122 = 0.08 m, 0.05 m 0.04 m, 0.05 m, 0.08 m
Length of pipes 110, 115, 130, 135 = 5 m
No. of nodes in components 110, 115, 130, 135 = 50
Roughness parameter = 10^{-7} m
Pressure in component 400 = 10^5 Pa
Initial fluid temperature 293.15 K

Geometry of heat structures : cylindrical
Length of structures = 0.02 m
Thickness = 5×10^{-5} m
Thermal conductivity = 100 W/(m^2 K)
Volumetric heat capacity = 10^5 J/(m^3 K)

Initial lower and upper structure temperature = 293.15 K
Final upper structure surface temperature = 293.15 K
Final lower structure outer surface temperature = 303.15 K (after 100 s)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 2500 W/(m^2 K)

Time step = 0.5 s
Initial loop flow rate = 0.2 kg/s
Steady-State Period = 10 s

Test No. F4

Cross section of loop components = 3.1416×10^{-4} m^2
Hydraulic diameter of loop components = 0.02 m
Overall length of components 100-102-104 and 120-122-124 = 0.5 m
Length of components 100, 104, 120, 124 = 0.1 m
Length of nodes in pipes 102 and 122 = 0.08 m, 0.05 m 0.04 m, 0.05 m, 0.08 m
Length of pipes 110, 115, 130, 135 = 5 m
No. of nodes in components 110, 115, 130, 135 = 50
Roughness parameter = 10^{-7} m
Pressure in component 400 = 10^5 Pa
Initial fluid temperature 293.15 K

Geometry of heat structures : cylindrical
Length of structures = 0.04 m
Thickness = 5×10^{-5} m
Thermal conductivity = 100 W/(m^2 K)
Volumetric heat capacity = 10^5 J/(m^3 K)

Initial lower and upper structure temperature = 293.15 K
Final upper structure surface temperature = 293.15 K
Final lower structure outer surface temperature = 303.15 K (after 100 s)
Imposed heat transfer coefficient at lower and upper structures = 2500 W/(m^2 K)

Time step = 0.5 s
Initial loop flow rate = 0.5 kg/s
Steady-State Period = 10 s

Test No. F5
As Test No. F2 with:
Only 10 nodes in the legs (in place of 100 nodes as in test F2)

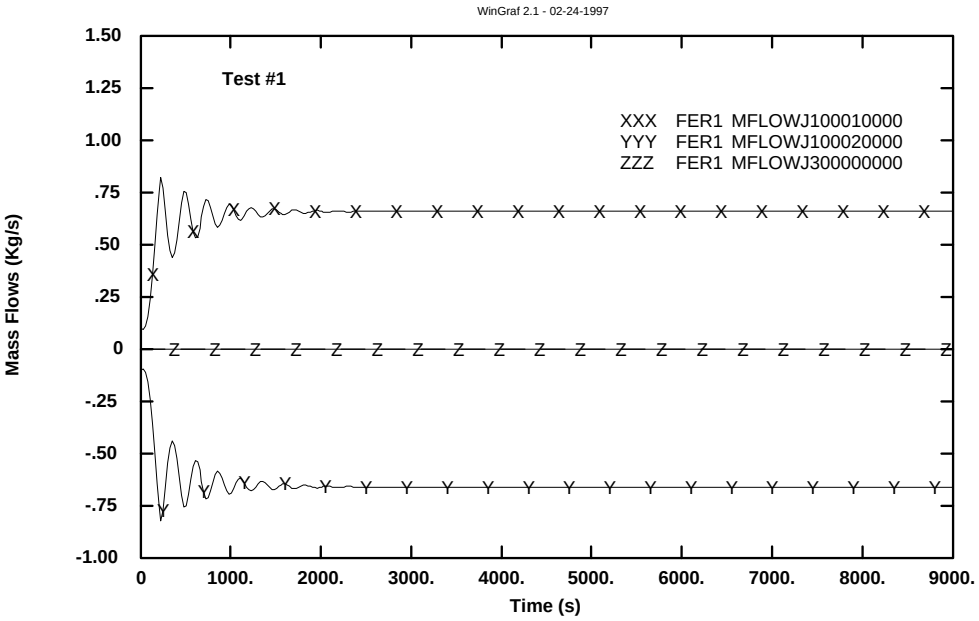


Figure C.1a TEST #1 Base Case using **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg,
(Length of Components = 1m, Heated Length = 1m,
Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

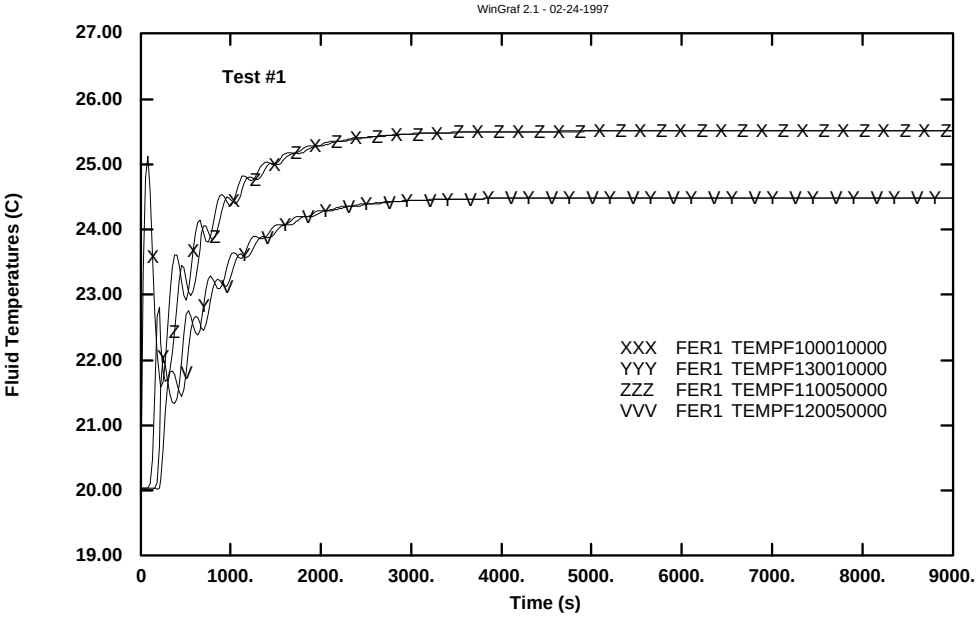


Figure C.1b TEST #1 Base Case
Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5,
Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.1a.

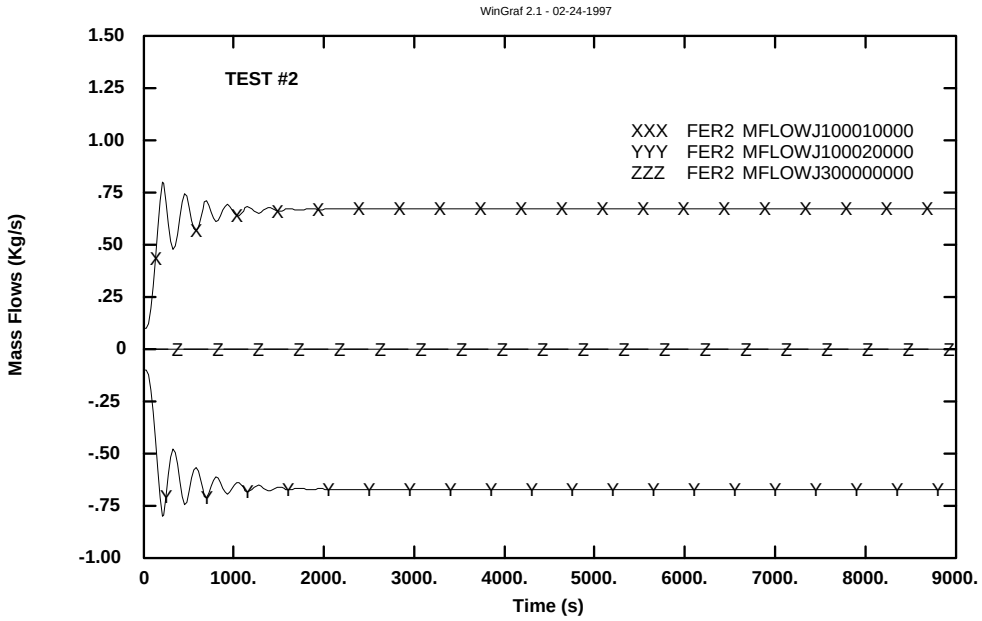


Figure C.2a TEST #2 Sensitivity of results to heated length and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg, (Length of Components = 1m, Heated Length = 0.5m, Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

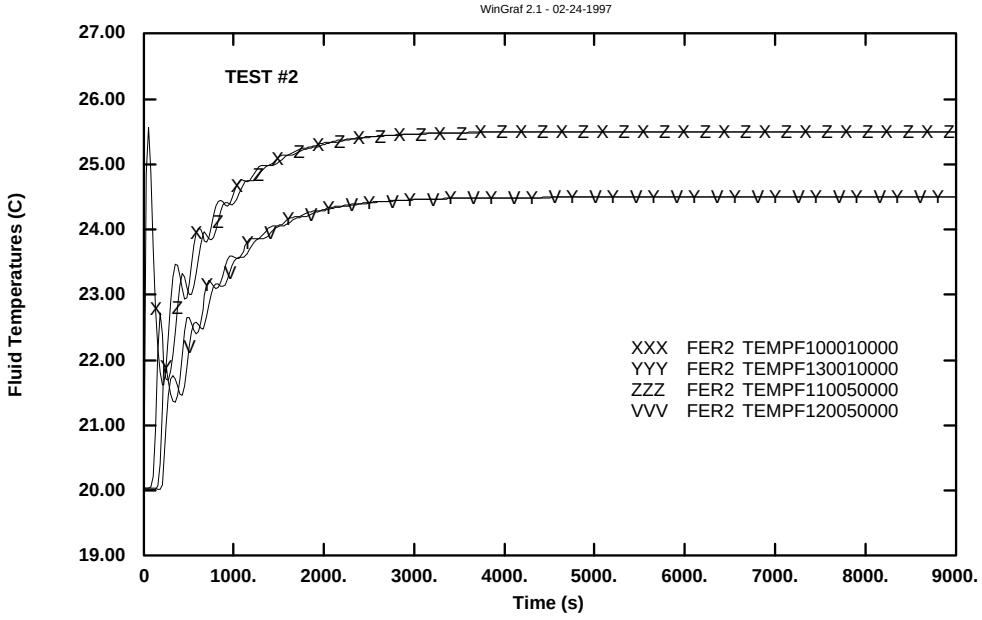


Figure C.2b TEST #2 Sensitivity of results to heated length Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.2a.

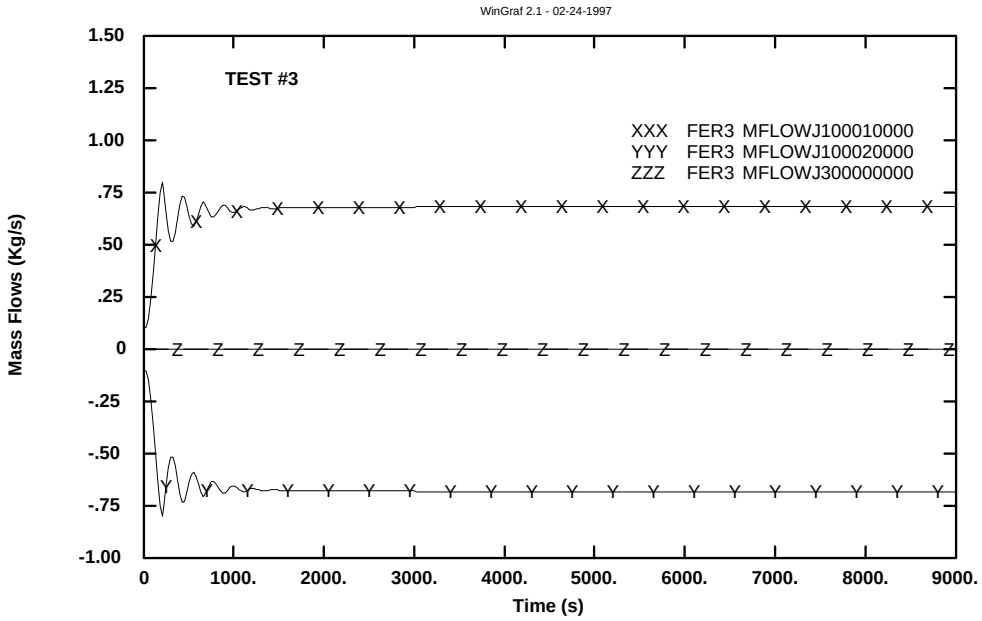


Figure C.3a TEST #3 Sensitivity of results to heated length and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 10 nodes per leg, (Length of Components = 1m, Heated Length = 0.1m, Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

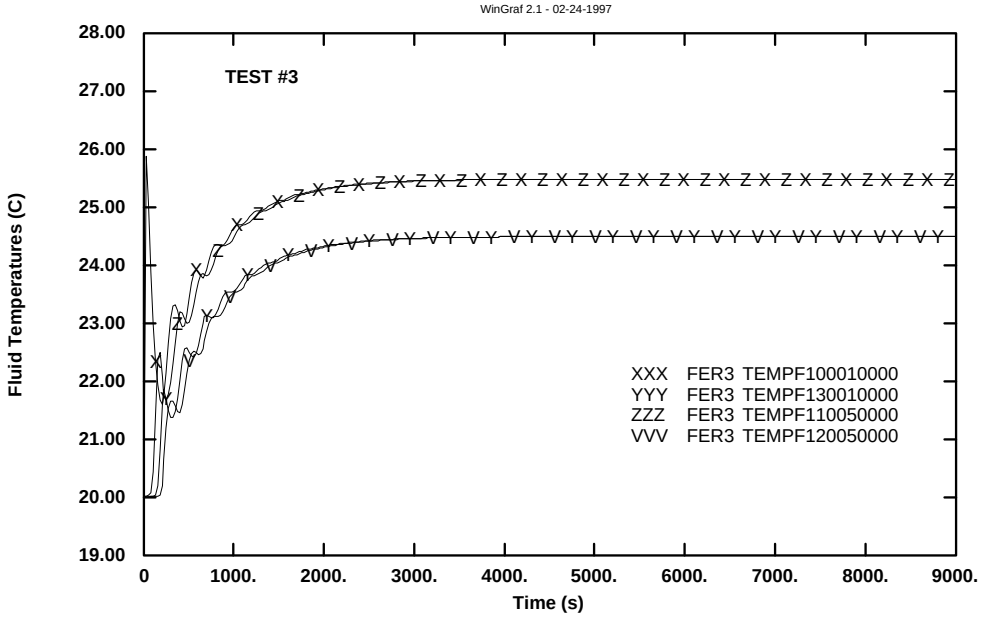


Figure C.3b TEST #3 Sensitivity of results to heated length Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.3a.

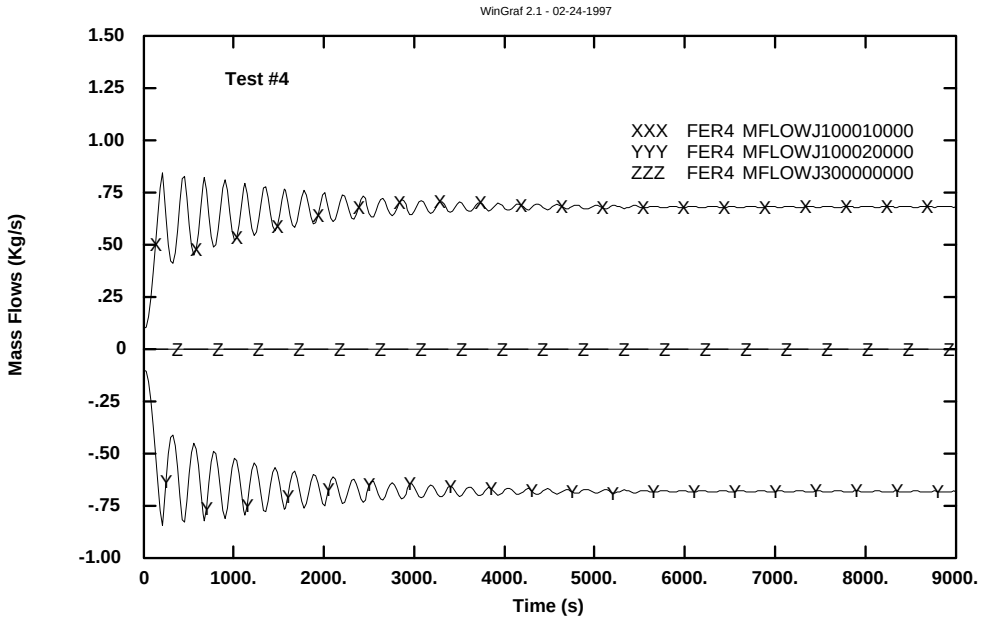


Figure C.4a TEST #4 Sensitivity of results to nodes number and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 25 nodes per leg, (Length of Components = 0.4m, Heated Length = 0.1m, Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

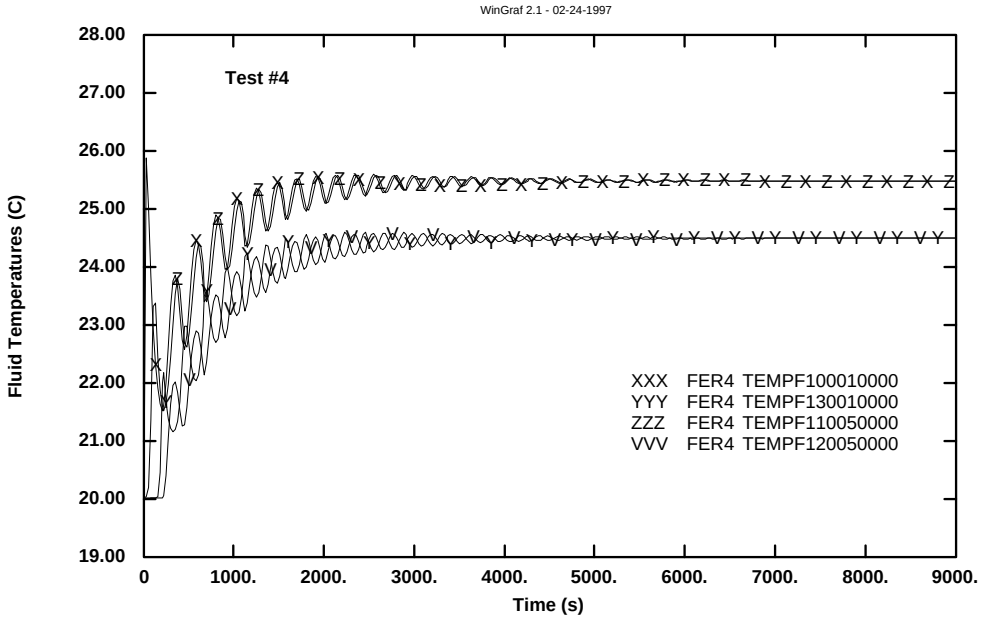


Figure C.4b TEST #4 Sensitivity of results to nodes number Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.4a.

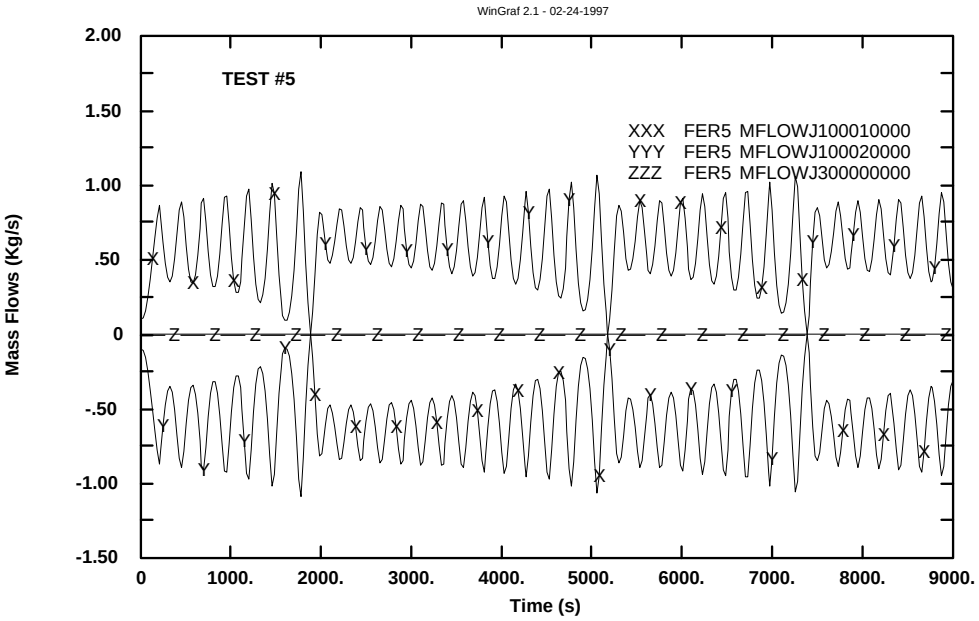


Figure C.5a TEST #5 Sensitivity of results to nodes number and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 50 nodes per leg, (Length of Components = 0.2m, Heated Length = 0.1m, Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

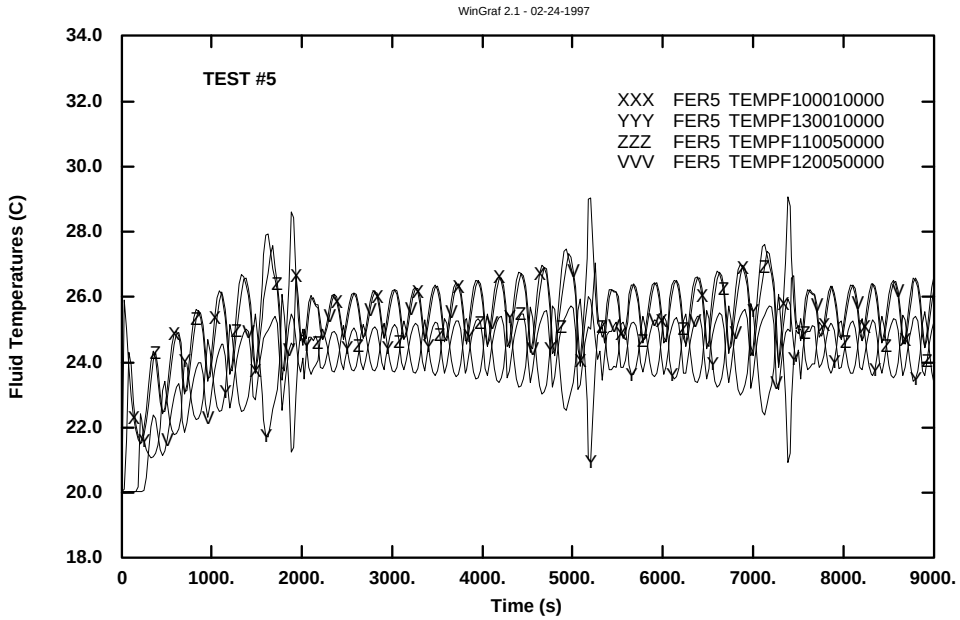


Figure C.5b TEST #5 Sensitivity of results to nodes number Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.5a.

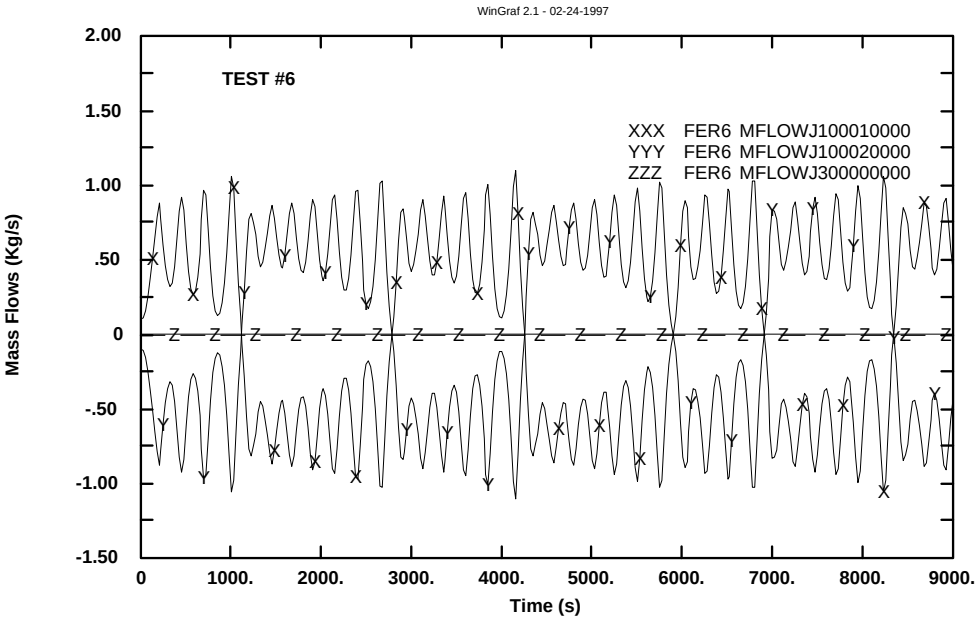


Figure C.6a TEST #6 The recovery of unstable behavior and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 90 nodes per leg, (Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m, Initial Mass Flow Rate=0.1kg/s)

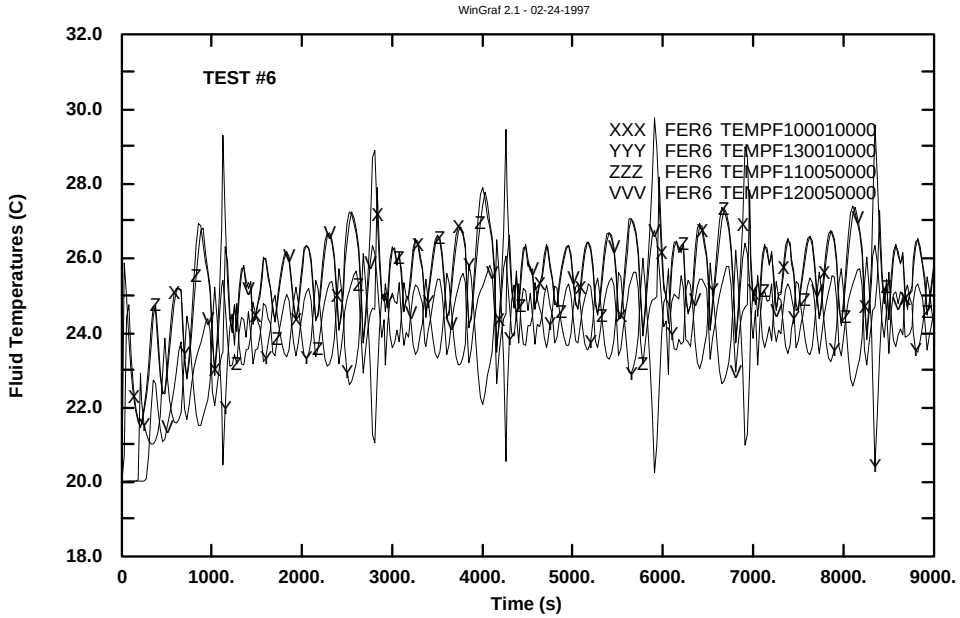


Figure C.6b TEST #6 The recovery of unstable behavior Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.6a.

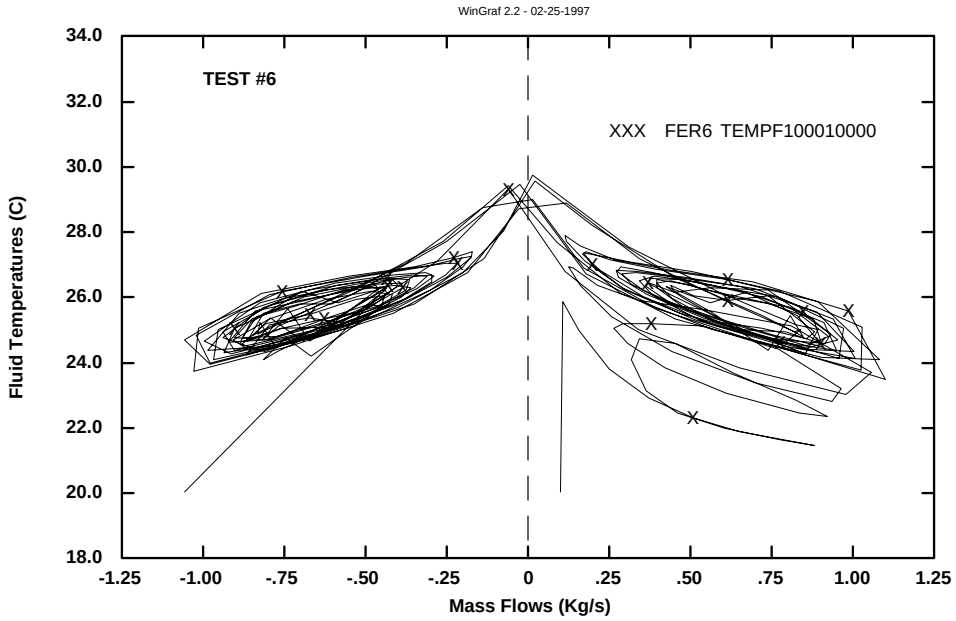


Figure C.6c TEST #6 The recovery of unstable behavior Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, Conditions as in Figure C.6a.

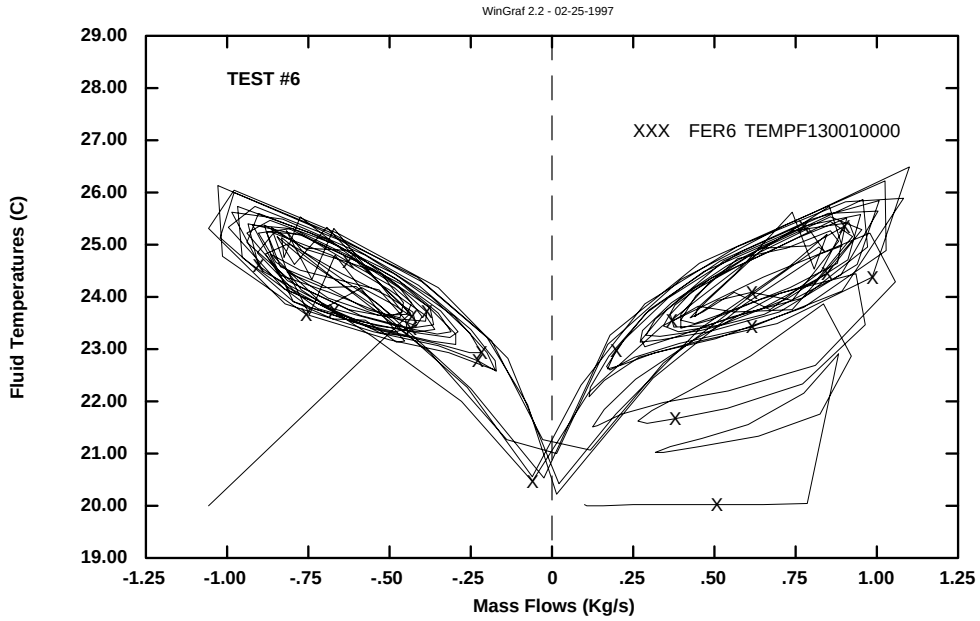


Figure C.6d TEST #6 The recovery of unstable behavior Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, Conditions as in Figure C.6a.

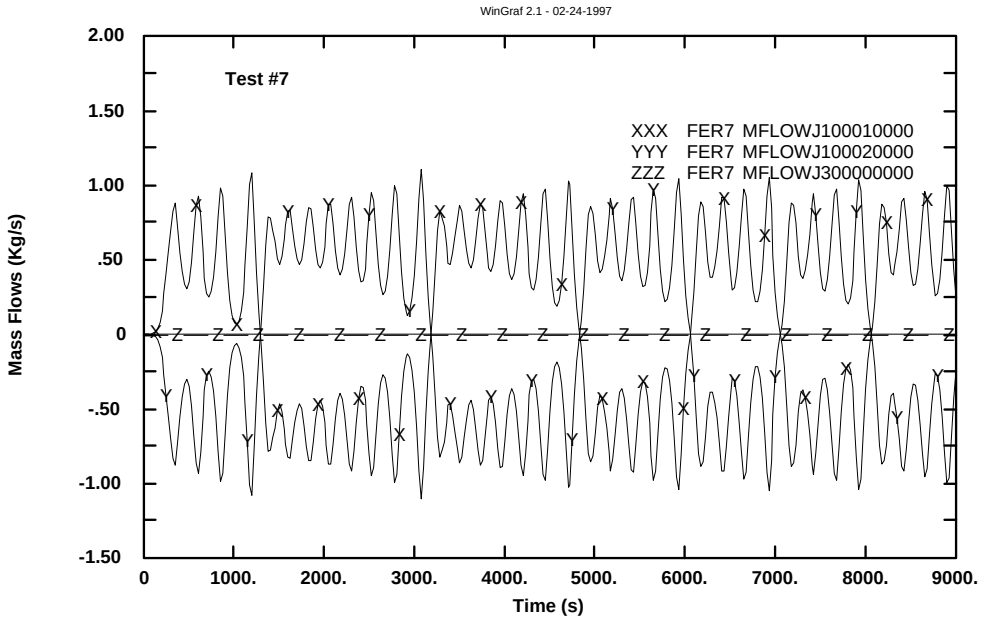


Figure C.7a TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest and **RELAP5/MOD3.0**
Mass Flow Rates in Legs and TDV junction, 90 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

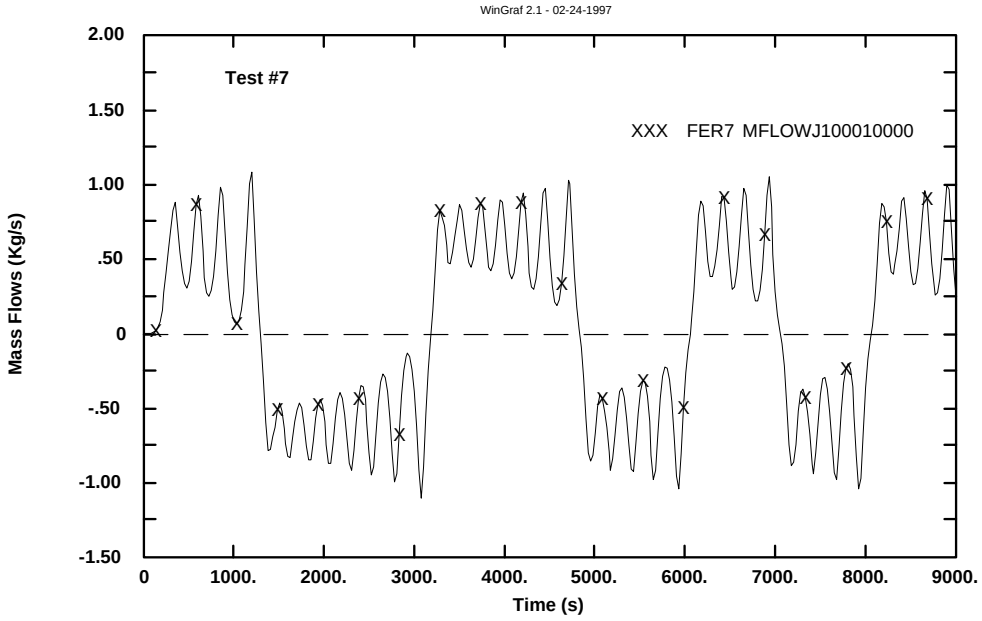


Figure C.7b TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest
Mass Flow Rate in Ascending Leg, 90 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

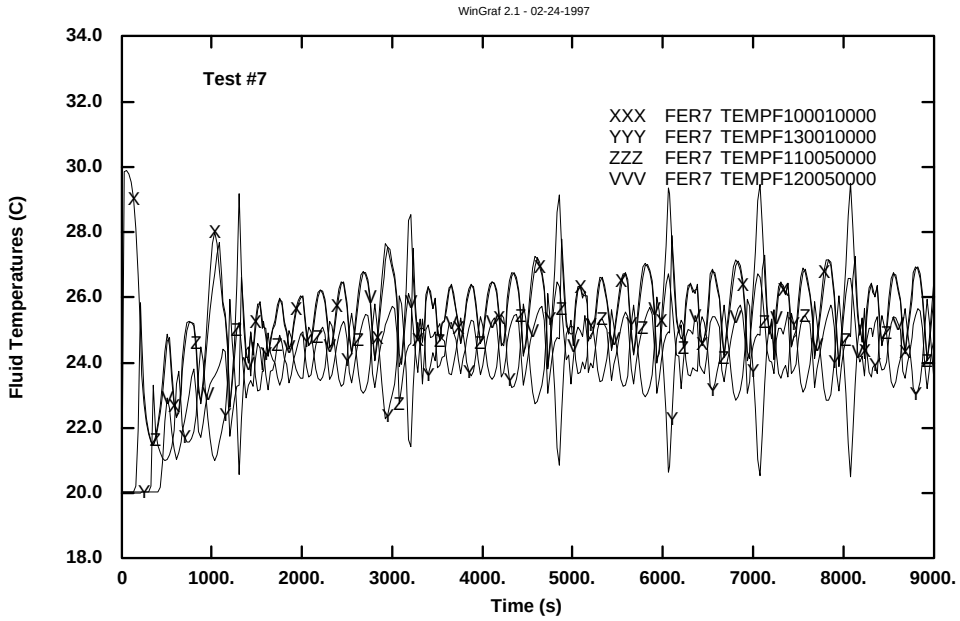


Figure C.7c TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest Fluid Temperatures at Source, Ascending Leg Cell 5, Sink and Descending Leg Cell 5, conditions as in Figure C.7a.

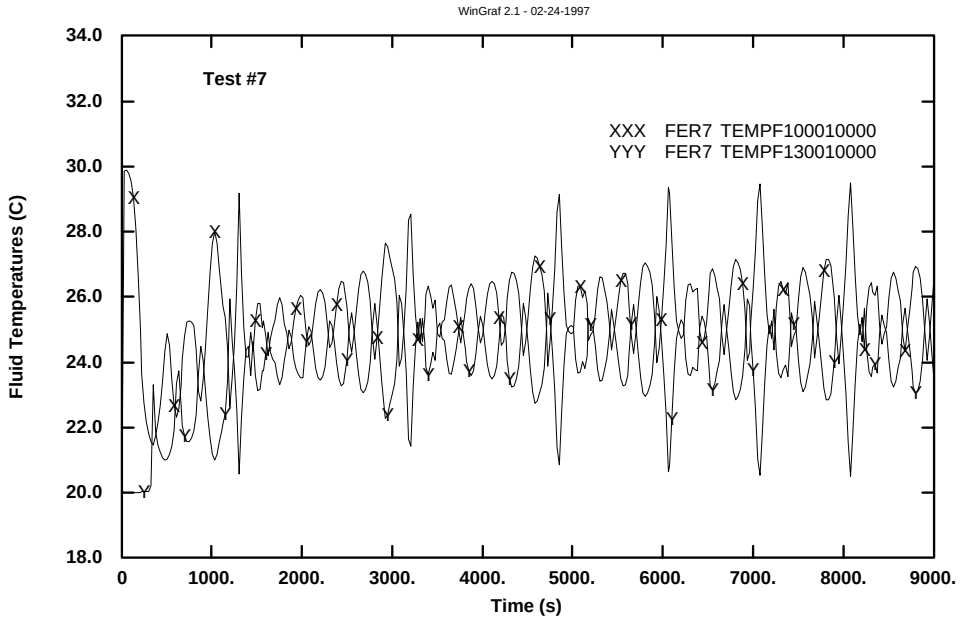


Figure C.7d TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest. Fluid Temperatures at Source and Sink, conditions as in Figure C.7a.

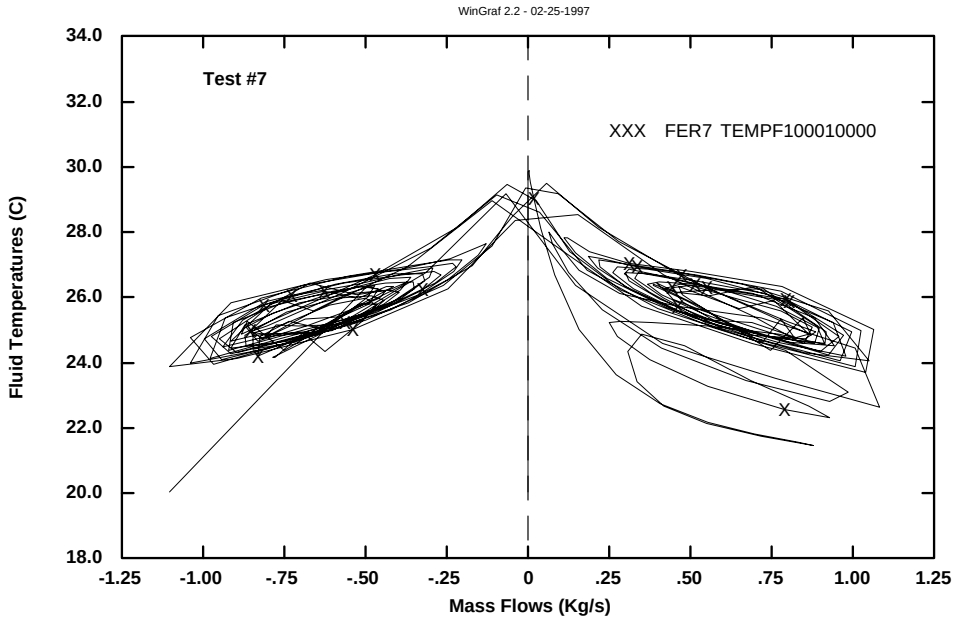


Figure C.7e TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, Conditions as in Figure C.7a.

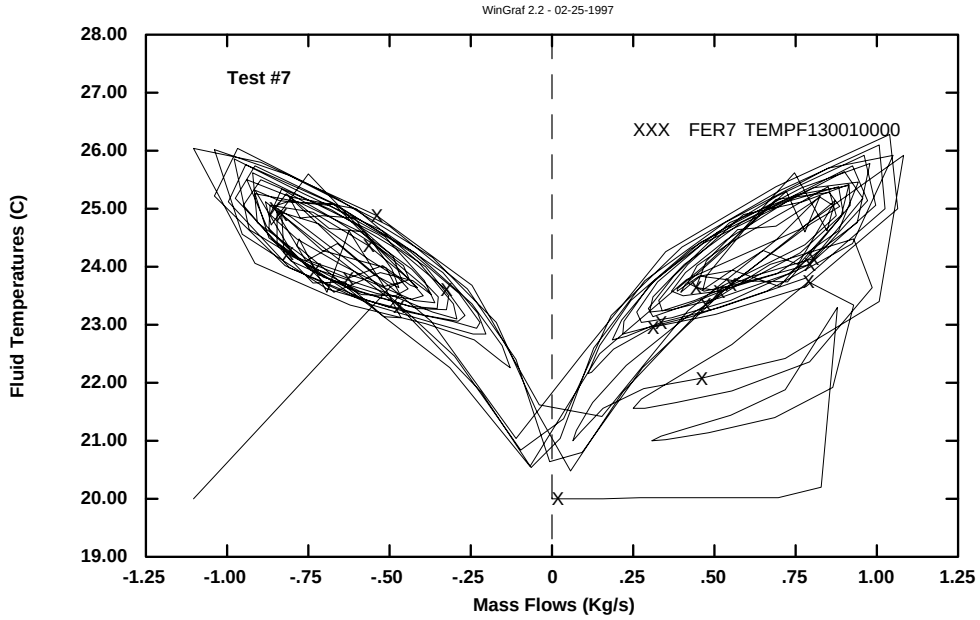


Figure C.7f TEST #7 The recovery of unstable behavior starting from (almost) rest Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.7a.

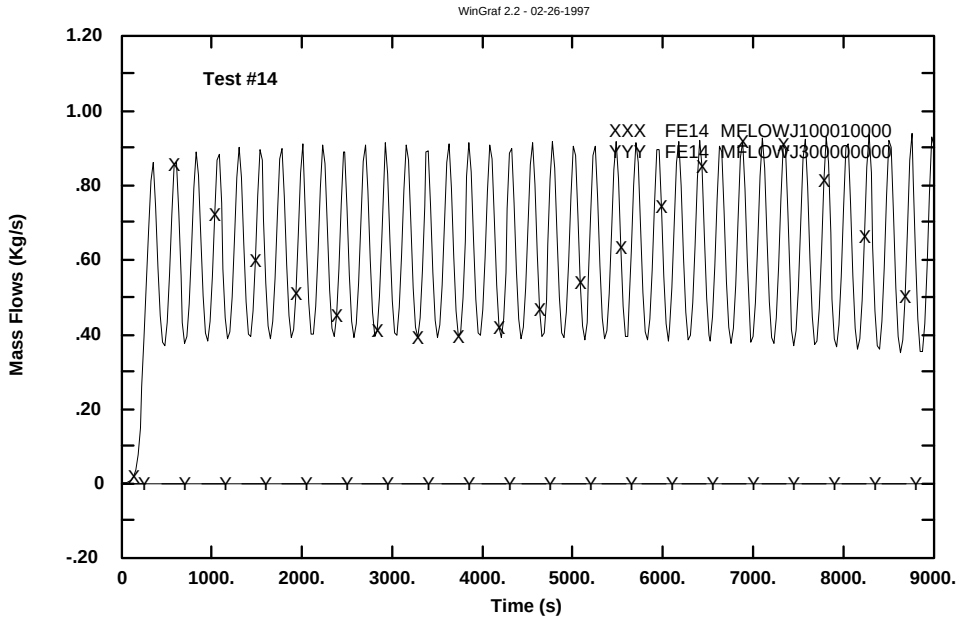


Figure C.8.a TEST #14 Search for Neutral Stability and **RELAP5/MOD3.0**
Conditions as in TEST #7
Mass Flow Rates in Ascending Leg and toward TDV, 37 nodes per leg,
(Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s)

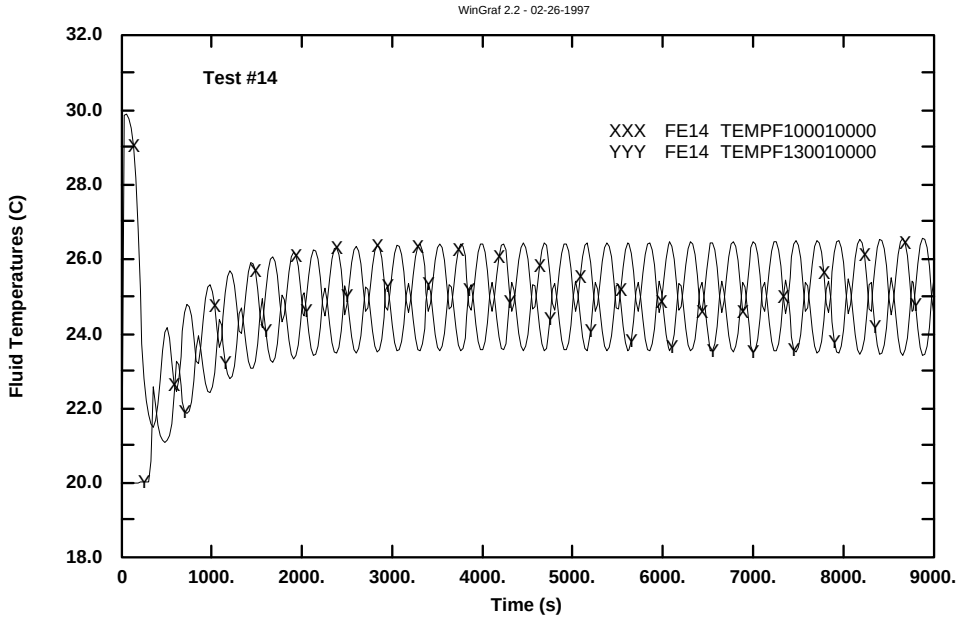


Figure C.8b TEST #14 Search for Neutral Stability
Fluid Temperatures at Source and Sink conditions as in Figure C.8a.

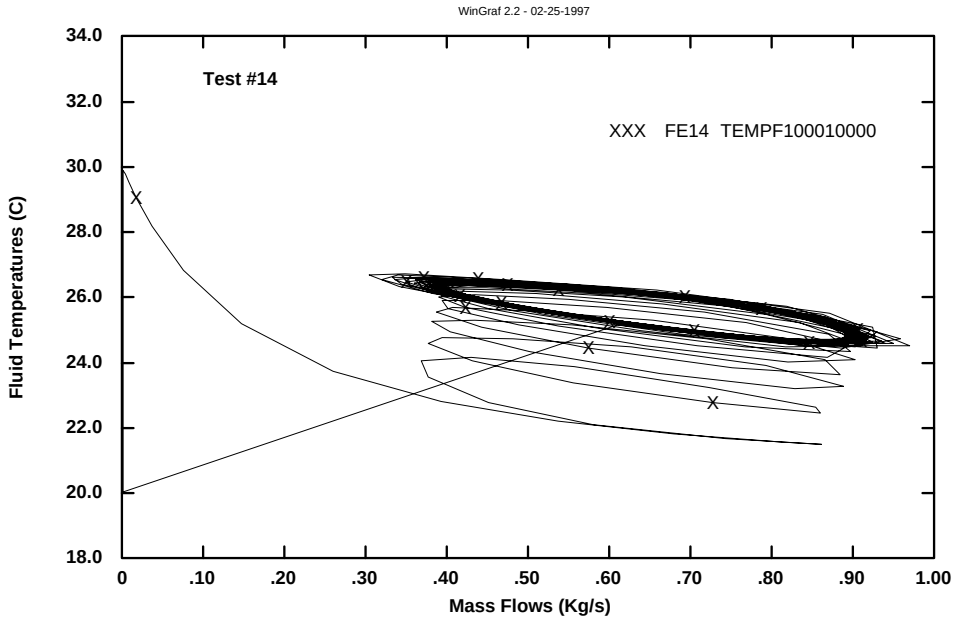


Figure C.8c TEST #14 Search for Neutral Stability
Source Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate,
Conditions as in Figure C.8a.

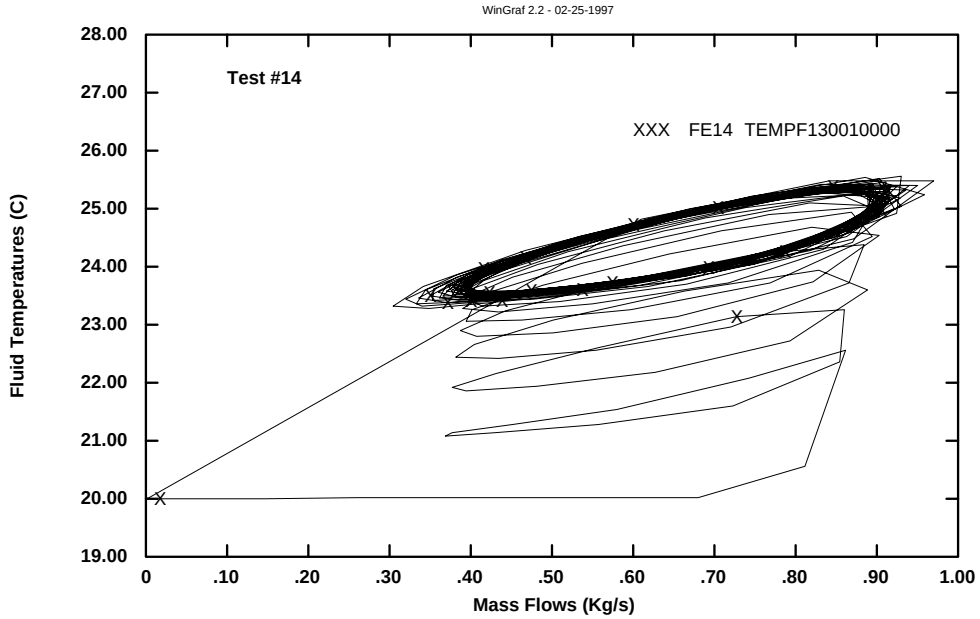


Figure C.8d TEST #14 Search for Neutral Stability.
Sink Fluid Temperature vs. Mass Flow Rate, conditions as in Figure C.8a.

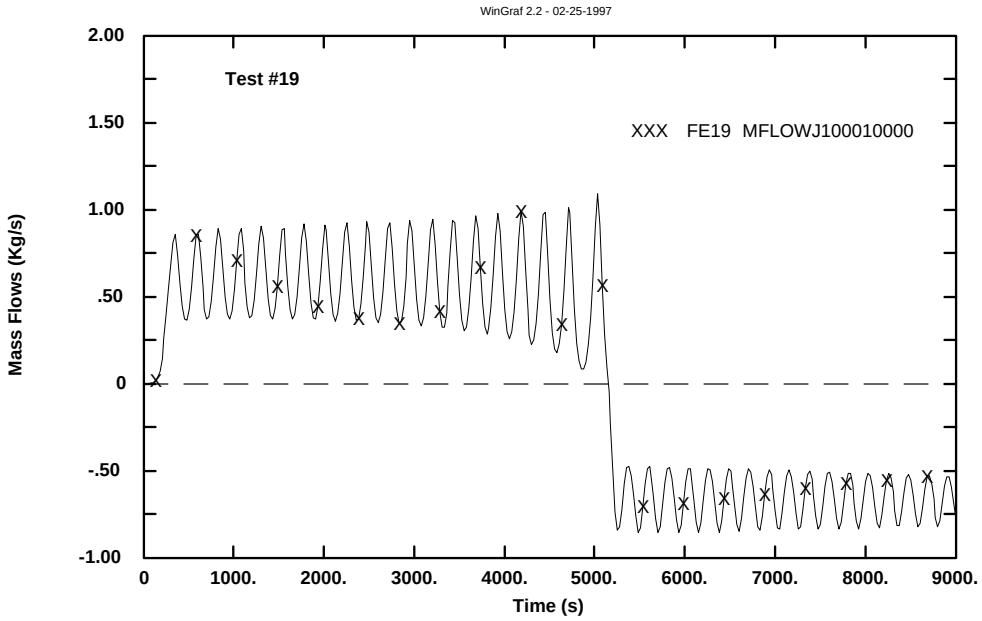


Figure C.9a TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation and **RELAP5/MOD3.0** Mass Flow Rates in Ascending Leg, 37 nodes per leg, (Length of Components = 0.263m, Heated Length = 0.1m, Initial Mass Flow Rate=0.001kg/s)

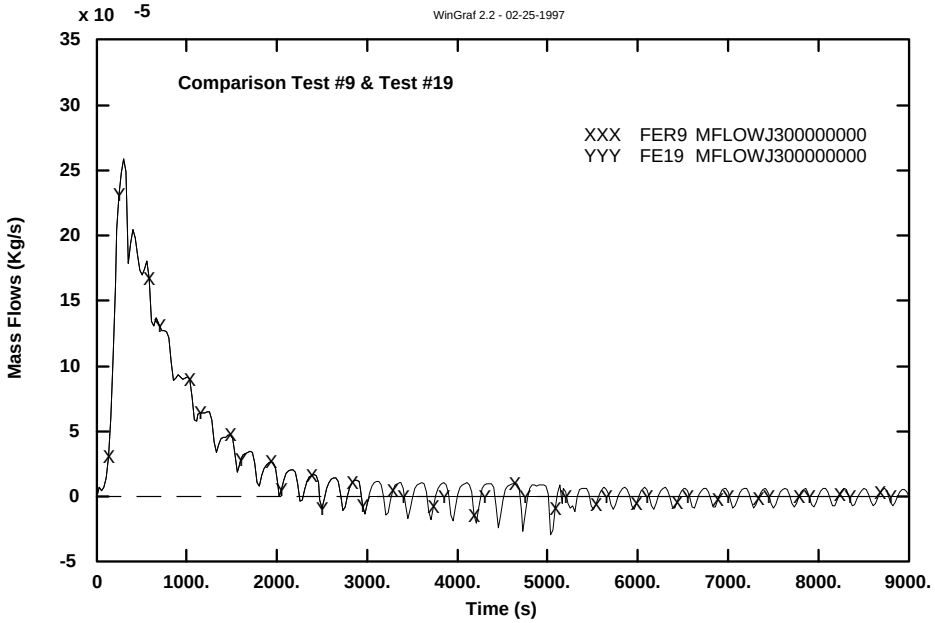


Figure C.9b TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation at 3000s Flow rates to/from TDV, Test #9 with valve left open up to 9000s Conditions as in Figure C9.a

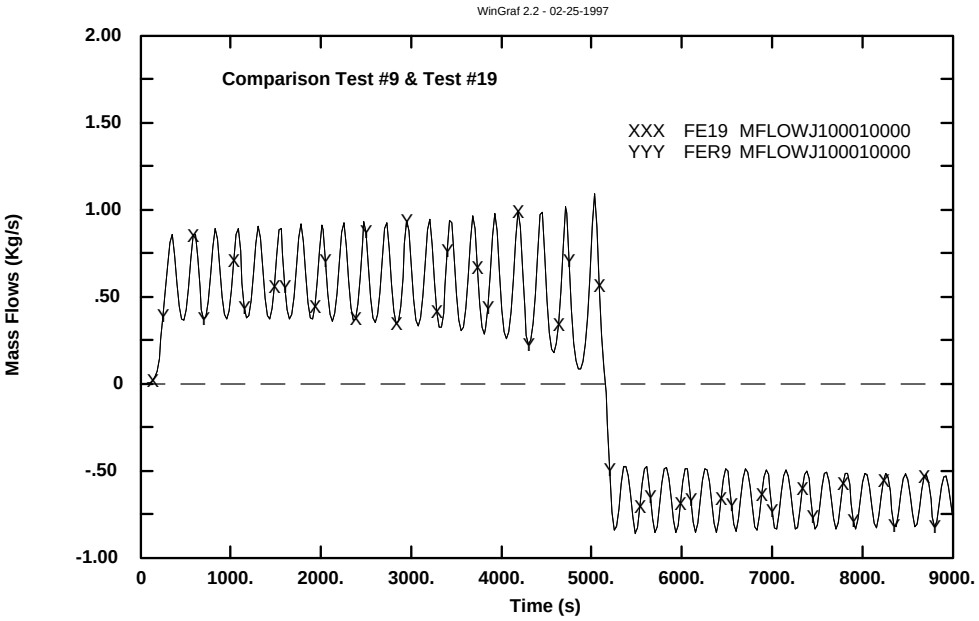


Figure C.9c TEST #19 Sensitivity of results of TDV isolation at 3000s
Flow rates in Ascending Leg, Comparison of Tests #9 and #19
Conditions as in Figure C9.a

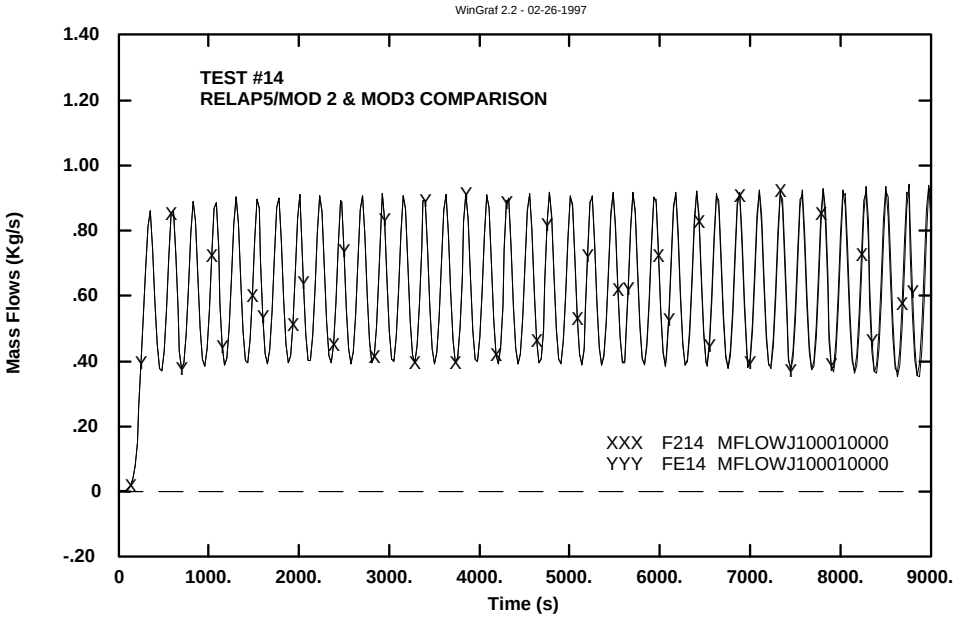


Figure C.10 TEST #14 Search for Neutral Stability, conditions as in TEST #7
Mass Flow Rates in Ascending Leg using **RELAP5/MOD3.0** and **MOD2**,
37 nodes per leg, Length of Components =0.11m, Heated Length = 0.1m,
Initial Mass Flow Rate = 0.001kg/s

APPENDIX D

INPUT DECK FOR WELANDER'S PROBLEM

```
*************************************************************************
*                                                                       *
* Natural Circulation input deck for Welander's Problem                 *
*                                                                       *
*   Case:        alpha = 338.94 epsilon = 2.3  90 Nodes per Leg         *
*                                                                       *
100      new   transnt                                                  *
*                                                                       *
*======================================================================= *
*  time steps
*          mint   maxt          mie  mae
201  200.    1.e-7   5.e-2   07003   500  5000   5000
202  1000.   1.e-7   5.e-2   07003   500  5000   5000
203  1.e6    1.e-7   5.e-2   07003   500  5000   5000
*
*
*            minor edit requests
*
* pressure
*
301  p        100010000    * lower plenum
302  p        130010000    * upper plenum
*
* fluid temperatures
303  tempf    100010000    * lower plenum
304  tempf    110010000    * ascending leg 1
305  tempf    110050000    * ascending leg 5
306  tempf    110100000    * ascending leg 10
310  tempf    130010000    * upper plenum
307  tempf    120100000    * descending leg 10
308  tempf    120050000    * descending leg 5
309  tempf    120010000    * descending leg 1
*
*  mass flow rates
*
311  mflowj   100010000    * lower plenum to ascending leg
312  mflowj   100020000    * lower plenum to descending leg
*
*-----------------------------------------------------------------------*
*              trips
*-----------------------------------------------------------------------*
*
* pressure control
*
527 time  0   ge  null  0     -1.          l *
528 time  0   ge  null  0     1.e06        l *
603 527 xor 528                            n *
*
* heater temperature table
513 time  0   ge  null  0  -1.e06          l *  start of heat. and cool.
*
* cooler temperature table
514 time  0   ge  null  0  -1.e06          l *  start of heat. and cool.
*
* heater htc table
515 time  0   ge  null  0  -1.e06          l *  constant htc
*
* cooler htc table
516 time  0   ge  null  0  -1.e06          l *  constant htc
*
*  end trip signal
512 time  0   ge  null  0       10000.     l *  end of problem
600 512                                      *  end of problem
*
*
*
*-----------------------------------------------------------------------
*  hydraulic components
*-----------------------------------------------------------------------
*
* lower plenum
1000000  low.ple        branch
```

```
1000001  2              1
1000101  7.854e-03  0.1000   0.   0.   0.   0.0000 1.e-7 0.100  00000
1000200  000        1.00e5  0.10465e6  2.675e6    0.
1001101  100010000  110000000  0.       0.  0.    000000
1002101  100000000  120000000  0.       0.  0.    000000
1001201 0.99    0.     0.
1002201 -0.99   0.     0.
*
*
* ascending leg
1100000  asc.leg    pipe
1100001  90
1100101  7.854e-03       90
1100301  0.111111111111  90
1100401  0.              90
1100601  90.0            90
1100801  1.0e-7  0.0     90
1101001  00000           90
1101101  000000          89
1101201  000   1.00e5   0.106743e6  2.675e6 0.0     0.  90
1101300  1
1101301  0.99    0.000  0.     89
*
* descending leg
1200000  desc.leg    pipe
1200001  90
1200101  7.854e-03       90
1200301  0.111111111111  90
1200401  0.              90
1200601  90.0            90
1200801  1.0e-7  0.0     90
1201001  00000           90
1201101  000000          89
1201201  000   1.00e5   0.102557e6  2.675e6 0.0     0.  90
1201300  1
1201301 -0.99    0.     0.     89
*
* upper plenum
1300000  upp.ple        branch
1300001  2              1
1300101  7.854e-03  0.1000   0.   0.   0.   0.0000 1.e-7 0.100  00000
1300200  000        1.00e5  0.10465e6  2.675e6    0.
1301101  110010000  130000000  0.       0.  0.    000000
1302101  120010000  130010000  0.       0.  0.    000000
1301201  0.99   0.     0.
1302201 -0.99   0.     0.
*
*  pressure control for steady state
3000000  pc.vlv   valve
3000101  130010000  400000000  7.854e-03 0.1   0.1  000100  1. 1. 1.
3000201  1  0.     0.     0.
3000300  mtrvlv
3000301  603    528   0.25    1.
*
* pressure control volume
4000000  pc.vol   tmdpvol
4000101  0.  0.5  10.  0.  0.  0.  4.e-5  0.  00000
4000200  000
4000201     0. 1.0e5  0.084e6 2.675e6  0.
4000202     1. 1.0e5  0.084e6 2.675e6  0.
4000203   1.e6 1.0e5  0.084e6 2.675e6  0.
*
*
*-------------------------------
*    structures
*-------------------------------
*
* lower plenum heaters and upper plenum coolers
11001000  2    11  2  1  0.05
11001100  0    1
11001101  10   0.0501
11001201  1    10
11001301  0.   10
11001400  0
11001401  293.15 11
11001501  -900       0      1900      1         0.10    1
11001502  -901       0      1901      1         0.10    2
```

```
11001601  100010000  00000  3902      1         0.10    1
11001602  130010000  00000  3903      1         0.10    2
11001701  0                 0.00      0.0       0.0    1
11001702  0                 0.00      0.0       0.0    2
11001901  0. 100. 100.     0.    0.    0.    0.    1.   2
*
*-----------------------------------------------------------------------*
* material tables
*-----------------------------------------------------------------------*
*
*
20100100  tbl/fctn   1  1
*-----------------------------------------------------------------------*
*  heat structure conductivity
*-----------------------------------------------------------------------*
20100101     1.0   100.
20100102  5000.0   100.
*-----------------------------------------------------------------------*
*  heat structure volumetric heat capacity
*-----------------------------------------------------------------------*
20100151     1.0    1.e5
20100152  5000.0    1.e5
*
*-----------------------------------------------------------------------*
*  general tables
*-----------------------------------------------------------------------*
*
*
* heater temperature
20290000  temp  513
20290001    -1.0       293.15
20290002      0.       293.15        *
20290003      0.1      303.15        *
20290004    1.e6       303.15        *
*
*
* cooler temperature
20290100  temp  514
20290101    -1.0       293.15
20290102      0.       293.15        *
20290103   100.1       293.15        *
20290104    1.e6       293.15        *
*
* heater htc
20290200  htc-t   515
20290201    -1.0     20000.
20290202      0.     20000.          *
20290203     0.1     20000.          *
20290204    10.0     20000.          *
20290205    1.e6     20000.          *
*
*
* cooler htc
20290300  htc-t   516
20290301    -1.0     20000.
20290302      0.     20000.          *
20290303     0.1     20000.          *
20290304    10.0     20000.          *
20290305    1.e6     20000.          *
*
*-----------------------------------------------------------------------*
*     control variables
*-----------------------------------------------------------------------*
* none
.
```

Numerical Solution of Non-Linear Diffusion Problems

Del Carmen, A. and Ferreri, J.C.

Publicado como PI-3/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

NUMERICAL SOLUTION OF NON-LINEAR DIFFUSION PROBLEMS

Del Carmen, A. and Ferreri, C.A.*

Nuclear Regulatory Authority
and *CONICET

Argentina

ABSTRACT

This paper presents a method for the numerical solution of non-linear diffusion problems using finite-differences in moving grids. Due to the presence of steep fronts in the solution domain and to the presence of advective terms originating in the grid movement, an implicit TVD scheme, first order in time and second order in space has been developed. Some algebraic details of the derivation are given. Results are shown for the pure advection of a scalar as a test case and an example dealing with the slow spreading of viscous fluids over plane surfaces. The agreement between numerical and analytical solutions is excellent.

I. INTRODUCTION

The numerical solution of non-linear diffusion problems involving steep variations of the dependent variable as a function of time and space has many important applications in science and engineering. Phase change problems, non-linear reaction-diffusion problems, the slow spreading of viscous fluids over plane surfaces under the influence of gravity and many other important problems are governed by unsteady non-linear diffusion equations of variable complexity. Due to intrinsic non-linearities in the equation and/or to the boundary conditions, the solution may develop steep fronts as time elapses. The accurate resolution of said fronts determines the global accuracy of the solution. Several approachs permit attaining this task. Among them, the use of moving grids is an alternative that allows adaptive refining of the computing grid and the use of a relatively low number of nodes to get a given accuracy.

In this paper, an implicit, finite-difference numerical method is used to solve unsteady, non-linear diffusion problems in one space dimension (1-D), considering moving grids. The use of moving grids implies that the equation to solve includes an advection term which is not present in the original equation. This implies that, in the presence of steep fronts, the solution may undergo non-physical oscillations. To avoid these oscillations, an implicit, Total Variation Diminishing (TVD) numerical scheme, first order in time and second order in space using moving grids was developed, following similar procedures as the ones specified in [1-3].

The equations to be solved are of the type:

$$\frac{\partial u}{\partial t} + \frac{\partial q(x, u^n, u_x)}{\partial x} = 0 \qquad (1)$$

with $x \in [a,b]$ and $n \geq 0$. In said equation, q is a flux type expression. Equation (1) is subject to the following initial and boundary conditions:

$$\begin{cases} u(x,0) = u_0(x) & x \in [a,b] \\ u(a,t) = g_1(t) + g_2 \dfrac{\partial u}{\partial x} & t \geq 0 \\ u(b,t) = g_3(t) & t \geq 0 \end{cases} \qquad (2)$$

Equation (1) has many interesting peculiarities. For example, it has a solution depending diffusion coefficient that, depending on the initial condition (IC), may give an almost finite velocity for the propagation of information. It also allows the formation of steep fronts as time elapses. The imposition of different ICs also permits obtaining self-similar and travelling wave solutions. One of the most interesting cases, consists in solving the problems related to flows exhibiting a delay in the beginning of

front movement, or the so-called flows of waiting fluids. Several papers review these subjects, known since a long time, and a throughout discussion may be found in reference [4]. This situation arises when the initial condition is a sloping fluid of finite length or, for simplicity, a ramp. In this case the front does not move until the slope gets its maximum value (the front becomes vertical at the wall), what occurs when the front position is coincident with the position of zero ordinate for the IC.

In the following paragraphs the equations to be solved, an implicit TVD scheme and an adaptation criterion are introduced, all in a context of moving grids. The results are compared with analytical solutions, showing excellent agreement.

II. THEORETICAL ANALYSIS

In order to consider moving grids, the following transformation of co-ordinates is considered:

$$\begin{cases} \xi = \xi(x,t) \\ \tau = t \end{cases}$$

This transformation maps the physical domain (x,t) in an uniform computational domain (ξ,τ). The transformation coefficients are:

$$x_\xi = \frac{\partial x}{\partial \xi} \qquad x_\tau = \frac{\partial x}{\partial \tau} \qquad J = x_\xi$$
$$t_\xi = 0 \qquad t_\tau = 1 \tag{3}$$

where J is the Jacobian of the transformation and:

$$\xi_x = \frac{1}{x_\xi} \qquad \tau_x = 0$$
$$\xi_t = -\frac{x_\tau}{x_\xi} \qquad \tau_t = 1 \tag{4}$$

are the coefficients of the inverse transformation.

Application of the chain rule and reordering leads to:

$$\frac{\partial}{\partial t}(x_\xi\, u) + \frac{\partial}{\partial \xi}\left(q(x, u^n, u_x) - x_\tau\, u \right) = 0 \tag{5}$$

Equation (5) is written in conservative form and includes an advective term that was not present in the original diffusion equation.

This term is: $$-\frac{\partial (x_t\, u)}{\partial \xi}$$

Then, to eliminate spurious oscillations coming from deficient modelling of this term as well as stability restrictions, an implicit TVD scheme will be adopted from the beginning. The diffusion like terms included in q will be modelled by means of centred, finite-differences expressions.

The scheme is fully conservative and this property is essential for this kind of constant volume flows. The justification of this procedure and its related properties have been given elsewhere [5]. However, the algebraic specification of the expressions used is given in what follows for the sake of completeness and readers convenience. The numerical scheme adopted for the simulation of the added advective term, together with an additional transport term (V.u), is specified at first. V will be set to zero for diffusional problems, but it will be useful to check the accuracy of the scheme proposed. Then, let us first consider a generalized fully implicit scheme for the pure advection of a scalar quantity with constant advection velocity in a moving grid. In this case, equation (5) reduces to:

$$\frac{\partial}{\partial t}(x_\xi\, u) + \frac{\partial}{\partial \xi}(f(u)) = 0$$

where $f(u) = \left(V - \dot{x} \right) u$. Then, we write:

$$\left(x_\xi\, U\right)_i^{n+1} + \lambda \left[F_{i+1/2} - F_{i-1/2} \right] = \left(x_\xi\, U\right)_i^n$$

where:

$$F_{i\pm1/2} = \frac{1}{2} \upsilon_{i\pm1/2}^{n+1} \left(U_{i\pm1}^{n+1} + U_i^{n+1} \right) -$$
$$- \frac{1}{2\lambda} Q\left(\lambda\, \upsilon_{i\pm1/2}^{n+1} \right) \Delta_{i\pm1/2}\, U^{n+1}$$

and:

$$\upsilon_{i\pm1/2}^{n+1} = \left.\frac{\partial f}{\partial u}\right|_{i\pm1/2}^{n+1} = \left(V - \dot{x}\right)_{i\pm1/2}^{n+1}$$

$$\dot{x}_k = \frac{(x_k^{n+1} - x_k^n)}{\Delta t}$$

$$\lambda = \frac{\Delta t}{\Delta \xi} \text{ and,}$$

$$\Delta_k \{\ \} = \{\ \}_{k+1/2} - \{\ \}_{k-1/2}$$

is a centred differences operator, Δt is the time step, $\Delta\xi$ is the constant space increment in the computational domain and n means the time step number of size Δt. See Fig. 1 for reference.

A fully-implicit generalized up-wind scheme is obtained considering that:

$$Q(z) = \begin{cases} \dfrac{z^2}{4\delta} + \delta & \text{if } |z| \le 2\delta \\ |z| & \text{if } |z| > \delta \end{cases}$$

where the value of δ is a compromise between the scheme accuracy and the entropy condition [6].

In order to obtain a TVD scheme being second order in space we follow the reasoning of Harten [6], changing the up-wind three points TVD scheme, into a five points TVD scheme.

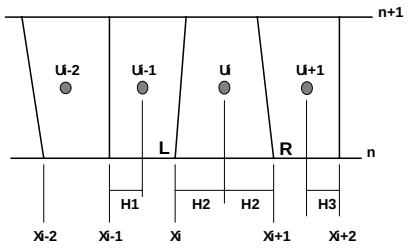


Figure 1. Definition of grid points

Let:

$$f_i^M = f_i + \frac{1}{\lambda} g_i \tag{6}$$

be a modification of the original flux f evaluated at the mesh point i, where g is a function to be defined later. Constructing an up-wind scheme with the modified flux given by (6), the following scheme is obtained:

$$\begin{aligned} &\left(x_\xi U\right)_i^{n+1} + \frac{\lambda}{2}\Big[\upsilon_{i+1/2}^{n+1}(U_{i+1}^{n+1} + U_i^{n+1}) \\ &- \frac{1}{\lambda}\left(g_{i+1}^{n+1} + g_i^{n+1} - Q(\lambda\upsilon_{i+1/2}^{n+1} + \gamma_{i+1/2}^{n+1})\Delta_{i+1/2}U^{n+1}\right) \\ &- \upsilon_{i-1/2}^{n+1}(U_i^{n+1} + U_{i-1}^{n+1}) \\ &+ \frac{1}{\lambda}\left(g_i^{n+1} + g_{i-1}^{n+1} - Q(\lambda\upsilon_{i-1/2}^{n+1} + \gamma_{i-1/2}^{n+1})\Delta_{i-1/2}U^{n+1}\right)\Big] = \\ &= \left(x_\xi U\right)_i^n \end{aligned} \tag{7}$$

where:

$$\gamma_{i\pm1/2}^{n+1} = \begin{cases} \dfrac{g_{i\pm1/2+1/2}^{n+1} - g_{i\pm1/2-1/2}^{n+1}}{\Delta_{i\pm1/2}U^{n+1}} & \text{if } \Delta_{i\pm1/2}U^{n+1} \neq 0 \\ 0 & \text{if } \Delta_{i\pm1/2}U^{n+1} = 0 \end{cases} \tag{8}$$

Let g_i^{n+1} be constructed in such a way that:

$$g_i^{n+1} = S_{i+1/2}\max\left\{0, \min\left(\left|G_{i+1/2}^{n+1}\right|, G_{i-1/2}^{n+1}S_{i+1/2}\right)\right\} =$$

$$\begin{cases} S_{i+1/2}\min\left(\left|G_{i+1/2}^{n+1}\right|, \left|G_{i-1/2}^{n+1}\right|\right) & \text{if } G_{i+1/2}^{n+1}\cdot G_{i-1/2}^{n+1} > 0 \\ 0 & \text{if } G_{i+1/2}^{n+1}\cdot G_{i-1/2}^{n+1} \le 0 \end{cases} \tag{9}$$

where:

$$G_{i\pm1/2}^{n+1} = \frac{1}{2}\left[Q(\lambda\upsilon_{i\pm1/2}^{n+1}) + \frac{(\lambda\upsilon_{i\pm1/2}^{n+1})^2}{\left(x_\xi\right)_{i\pm1/2}^{n+1}}\right]\Delta_{i\pm1/2}U^{n+1}$$

$$S_{i+1/2} = \text{sign}(G_{i+1/2}^{n+1})$$

It may be proved that the scheme defined by (7) is TVD and second order in space by construction.

Then the algorithm for the transport problem is defined by:

$$A_{i-1}^{n+1} U_{i-1}^{n+1} + A_i^{n+1} U_i^{n+1} + A_{i+1}^{n+1} U_{i+1}^{n+1} = T_i^n$$

where:

$$A_{i-1}^{n+1} = \frac{\lambda}{2}\left[- \upsilon_{i-1/2}^{n+1} - \frac{Q\left(\lambda\, \upsilon_{i-1/2}^{n+1} + \gamma_{i-1/2}^{n+1(k)}\right)}{\lambda}\right]$$

$$A_i^{n+1} = \left(x_\xi\right)_i^{n+1} + \frac{\lambda}{2}\left[\upsilon_{i+1/2}^{n+1} + \frac{Q\left(\lambda\, \upsilon_{i+1/2}^{n+1} + \gamma_{i+1/2}^{n+1(k)}\right)}{\lambda} - \upsilon_{i-1/2}^{n+1} + \frac{Q\left(\lambda\, \upsilon_{i-1/2}^{n+1} + \gamma_{i-1/2}^{n+1(k)}\right)}{\lambda}\right]$$

$$A_{i+1}^{n+1} = \frac{\lambda}{2}\left[\upsilon_{i+1/2}^{n+1} - \frac{Q\left(\lambda\, \upsilon_{i+1/2}^{n+1} + \gamma_{i+1/2}^{n+1(k)}\right)}{\lambda}\right]$$

$$T_i^n = \left(x_\xi\right)_i^n U_i^n - \frac{1}{2}\left(g_{i+1}^{n+1(k)} - g_{i-1}^{n+1(k)}\right)$$

(10a-d)

The super-index k indicates that an iterative procedure was adopted to deal with the non-linearities. In fact, the solution for n+1 starts considering old values (time level n) for the non-linear terms.The new values so obtained are used as a second approximation to solve the equations and the iteration continues until the values converge to a given tolerance (normally 10^{-6}).

In what follows, the numerical scheme adopted to represent the diffusive terms as given in equation (5) will be specified. The following analysis will assume, without loss of generality for our purposes, that $q(x,u^n,u_x)$ is restricted to the product of a diffusivity D that is a function of u,x times u_x. Equations (10a-d) constitute a tri-diagonal system of equations because of the linearization procedure. Keeping a three-point approximation in a non-uniform grid for the diffusive terms may imply two undesirable properties of the resulting numerical scheme. They depend on the approximations used. The first is that an O(1) approximation is obtained if a linear variation between consecutive grid points is assumed to calculate the diffusive fluxes in equation (5). The second is non-conservativity in terms of said fluxes if a Lagrange polynomial is used to evaluate the first order derivatives using only three points. This is due to the simple fact that, in coming from i to i+1, a different set of points is used to evaluate the right flux for i and the left flux for i+1. A remedy for this situation is the following:

i) approximate the flux in the right face of cell i using the values of U in i-1, i and i+1.

ii) approximate the flux in the left face of the cell with the values of U used for cell i-1, that is: i-2, i-1 and i.

This procedure leads to a four point scheme that is second order in space and fully conservative. Diffusion coefficients depending on U are obtained at cell faces using linear interpolations between neighbouring points. In its practical implementation the algorithm avoids duplication of calculations simply by temporary storing of previous point coefficients.

Then, the system of equations (10a-d) modifies to incorporate the contribution of diffusive fluxes in the following way:

$$E_{i-2}^{n+1} U_{i-2}^{n+1} + E_{i-1}^{n+1} U_{i-1}^{n+1} + E_i^{n+1} U_i^{n+1} + E_{i+1}^{n+1} U_{i+1}^{n+1} = T_i^n$$

where:

$$E_{i-2}^{n+1} = \frac{\Delta t}{\Delta\xi}\left[DL^{(k)}\ FLIL\right]$$

$$E_{i-1}^{n+1} = A_{i-1}^{n+1} + \frac{\Delta t}{\Delta\xi}\left[- DR^{(k)}\ FRIL - DL^{(k)}\ FLI\right]$$

$$E_i^{n+1} = A_i^{n+1} + \frac{\Delta t}{\Delta\xi}\left[DL^{(k)}\ FRI + DR^{(k)}\ FLIR\right]$$

$$E_{i+1}^{n+1} = A_{i+1}^{n+1} + \frac{\Delta t}{\Delta\xi}\left[- DR^{(k)}\ FRIR\right]$$

(11a-d)

where, according to Fig. 1, the following procedure has been applied:

For each i, calculate:

$$H_{i+1} = x_{i+2} - x_{i+1}$$
$$H_i = x_{i+1} - x_i$$
$$H_{i-1} = x_i - x_{i-1}$$

$$H_1 = H_{i-1} / 2$$
$$H_2 = H_i / 2$$
$$H_3 = H_{i+1} / 2$$

$$F_1 = 1 / ((H_1 + H_2)(H_1 + 2H_2 + H_3))$$
$$F_2 = 1 / ((H_1 + H_2)(H_2 + H_3))$$
$$F_3 = 1 / ((H_2 + H_3)(H_1 + 2H_2 + H_3))$$

Then, when i equals 2:

$$FRIL = (H_2 - H_3)F_1$$
$$FRI = (2H_2 + H_1 - H_3)F_2$$
$$FRIR = (3H_2 + H_1)F_3$$
$$FLIL = (H_3 + 3H_2)F_1$$
$$FLI = (2H_2 + H_3 - H_1)F_2$$
$$FLIR = (H_1 - H_2)F_3$$

and, for i > 2, using the previously (i.e. for i-1) calculated values for the computation of the left face flux, it results:

$$FLIL = FRIL$$
$$FLI = FRI$$
$$FLIR = FRIR$$
$$FRIL = (H_2 - H_3) F_1$$
$$FRI = (2H_2 + H_1 - H_3) F_2$$
$$FRIR = (3H_2 + H_1) F_3$$

In the expressions above, DL is the diffusivity calculated at the left cell face and DR applies to the value at the right face. They are obtained from the following expressions. Defining:

$$H_R = H_{i+1} + H_i$$
$$H_L = H_i + H_{i-1}$$

then:

$$U_R = (U_i H_{i+1} + U_{i+1} H_i) / H_R$$
$$U_L = (U_{i-1} H_i + U_i H_{i-1}) / H_L$$

$$DR = DR(U_R)$$
$$DL = DL(U_L)$$

These expressions complete the algorithm formulation.

In order to adapt the computational grid to the variations of the computed solution, the following functional will be minimized [7]:

$$\int_0^L \frac{\xi_x^2(x)}{W(x)}\,dx \qquad (12)$$

where ξ_x can be considered the nodal density of the grid and W(x) is a weighting function to be defined later. The solution of the Euler-Lagrange equation derived from (12) is given by:

$$\frac{\xi_x(x)}{W(x)} = c = \text{constant} \qquad (13)$$

In 1-D problems, the transformation from the physical to the computational plane can be obtained explicitly. Normalization of (13) in [0,L] and integration between 0 and x leads to:

$$\xi(x) = \left[\int_0^L W(x)\,dx\right]^{-1} \int_0^x W(s)\,ds$$

Points x_i , i = 1,N-1 are defined in such a way that x results in a uniform grid ($\Delta\xi = 1 / N$) and $x_0 = 0$, $x_N = L$. As a consequence, the points in the physical plane are defined as follows:

$$\int_0^{x_i} W(s)\,ds = \frac{i}{N} \int_0^L W(s)\,ds \qquad (14)$$

Equation (14) may be solved iteratively in explicit form. A particular implementation [7] of an algorithm due to Boor [8] was used. The initial grid (t=0) is obtained iterating an uniform grid. This iteration adapts the grid to the initial gradients according to the following definition for W:

$$W(x) = \alpha + \beta \left| x_\xi \right|$$

This expression, conveniently re-normalized, may be used to assign a given percentage of nodes to the zones with steep gradients.

This criterion permits moving only part of the nodes. Subsequent smoothing improves the adaptation.

III. NUMERICAL RESULTS

In this section, some examples dealing with the application of scheme (11a-d) to the solution of non-linear diffusion equations will be presented. However, at first, it is important to get a quantitative measure of the accuracy of the methodology. Due to this, we now consider a simple square wave transport problem.

Figure 2 shows the results for the pure advection of a unit square wave, considering the following set of data:

V = 0.5; L = 10; T= 10; N = 100; Δt = T/1000;

x_0 = 1; W_0 = 1; R = 30 and δ=0.0

where R is the percentage of points to be affected by gradients and W_0 is the wave length. As may be observed, the fronts are captured reasonably well. The trajectories of the grid points are quite smooth and rectilinear and the global accuracy, as seen from the agreement between the computed and the analytical curves, is quite good.

In what follows an example of the computation of waiting fronts will be analysed. The simulations have been performed considering different nodalizations, a typical one consisted of 200 grid points and 2100 time steps to span a non-dimensional space domain of length L=2 and a time interval T=1.05. In this way the same criteria was used in all the calculations.

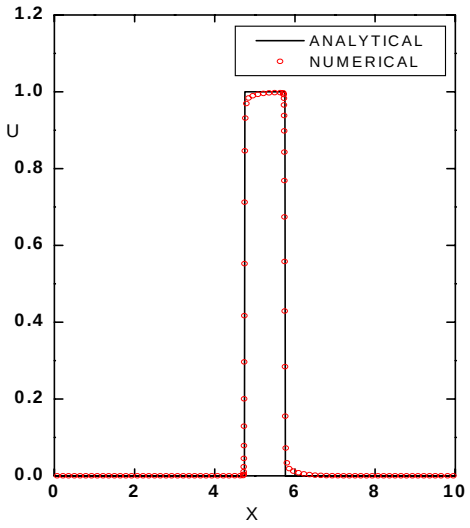


Figure 2. The transport of a square wave

However, adapting the integration length to different values showed some effect on the computed value for T_w. This was due to the fixed number of points. Because of that, the space length of the computational domain was fixed as 2. Considering a fixed number of time steps for different values of T did not show significant effects. The values did not change more than 1% in this way. The accuracy of the solution depends, of course, of the number of grid points. Another factor influencing the solution is the value of δ, the constant to cumpliment the entropy condition.

At first glance, the diffusive properties of the equations solved may ensure positive solutions. It was not the case due to the lack of low order truncation errors and to the movement of the grid. The solution was practically positive setting δ=0, however negative values of 10^{-10} to 10^{-40} appeared, depending on the word length. This undesirable behaviour was eliminated setting δ=0.01.

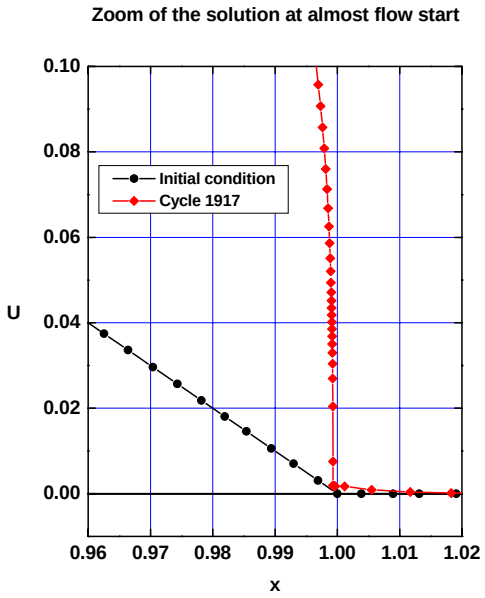


Figure 3. The front for the waiting spread of a fluid

Figure 3 shows the solution obtained with the TVD scheme, using 400 grid points, with 30% of the nodes assigned to the step variations of the solution and Δt=0.0005. The value of T_w = 0.96 was determined. It is interesting to point out that, when the front is accurately detected as in this case, the profile corresponding to the conspicuous cycle number that is plotted in Figure 3 coincides with the one determined from the maximum numerical slope.

Many other cases have been solved, including axysimmetrical problem and sudden changes in the wall slope. The latter gave interesting profiles resembling Burgers' equation solutions and will be reported elsewhere. Additionally, the codes were verified vs. benchmark problems for the pure advection equation, giving very accurate results with a minimum of node number, even using an O(1) upwind formulation.

IV. CONCLUSIONS

A conservative, fully-implicit, TVD, finite-differences numerical scheme in a moving

grid has been applied to solve non-linear diffusion problems with moving fronts. A formal proof of the TVD properties was found. The accuracy of the results is very good when compared with analytical and experimental results for the slow spreading of viscous fluids over plane surfaces. The latter justified the approach of utilizing moving grids together with a fully-implicit scheme, because this approach avoided the appearance of spurious oscillations in the vicinity of the front. At the same time it assures an excellent resolution of the steep variations of the solution.

REFERENCES

1. Harten A., "On a Class of High-Resolution, Total-Variation-Stable, Finite-Diferences Schemes".

   SIAM Journal of Numerical Analysis, Vol. 21, No 1 (1984).

2. Harten A.,"High Resolution Schemes for Hyperbolic Conservation Laws", Journal of Computational Physics 49, pp. 357-393, (1983).

3. Yee, H.C., Warming, R.F. and Harten, A., "Implicit Total Variation Dinishing (TVD) Schemes for Steady-State Calculations", J. of Computational Physics, vol. 57, pp. 327-360, (1985).

4. Thomas, L., Diez, J., Marino, B., Gratton., R. and Gratton, J., "Corrientes viscogravitatorias con fluidos que esperan", Int. Report 3/92, IFAS, UNCPBA, Argentina, (1992).

5. Del Carmen, A. and J.C. Ferreri, Solution of non-linear Diffusion Problems using Moving Grids, 1996, to be published.

6. Harten, A. and Hyman J.M., "Self Adjusting Grid Methods For One Dimensional Hyperbolic Conservation Laws", Journal of Computational Physics, vol.50, pp. 235-269 (1983).

7. Grandi, G.M., "Esquemas de Flujo Limitado en Grillas Autoadaptivas para Ecuaciones Hiperbólicas Unidimen-sionales", Proc. of MECOM'90, S. Idelsohn (Ed.), Mar del Plata, Argentina, (1989).

8. Verwer, J., Blom, J. and Sanz-Serna J., "An Adaptive Moving Grid For One Dimensional Systems Of Partial Diferential Equations", J. Comp. Physics, vol. 82, pp. 454-486 (1989).

Incidente de pérdida de bombas principales en la central nuclear ATUCHA I. Modelización con RELAP5/MOD3.2

Ventura, M.A. y Rosso, R.D.

Publicado como PI-22/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

INCIDENTE DE PÉRDIDA DE BOMBAS PRINCIPALES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I. MODELIZACIÓN CON RELAP5/MOD3.2

Ventura, M.A. y Rosso, R.D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se efectúa un análisis de la evolución temporal de la circulación natural en la Central Nuclear Atucha I (CNA I), bajo un incidente de pérdida de las bombas principales, por la falta de potencia externa de alimentación. Ello lleva a un transitorio de parada, sin despresurización importante, desde el flujo nominal de circulación forzada a otro de circulación natural. Los resultados se obtienen con el programa RELAP5/MOD3.2. El estudio está basado en el análisis de las condiciones de refrigeración durante los primeros minutos de la salida de servicio del reactor. Como paso previo al estudio del transitorio en cuestión, se ha trabajado en la obtención del estado estacionario de la planta para parámetros de diseño en condiciones de operación al 100% de potencia, con el objeto de poder representar, con las modificaciones apropiadas, el estado real de la planta. Para esto se ha modelado cada componente de la planta, generadores de vapor (GVs), reactor, presurizador, bombas, sistema del moderador, etc., por separado, con las condiciones de borde correspondientes, para luego ser utilizadas en la modelización total del circuito. Se ha validado la nodalización desarrollada, comparando los valores obtenidos para los principales parámetros termohidráulicos, con los registros de planta para el mismo incidente. Los resultados obtenidos son en general satisfactorios y en parte han sugerido algunos cambios en la modelización. Se ha verificado la capacidad de RELAP5/MOD3.2, para modelar los fenómenos termohidráulicos propios a una planta tipo PHWR cuando, según el incidente mencionado, se pasa de condición de flujo forzado nominal a flujo gobernado por circulación natural, aún con las condiciones atípicas de diseño de la CNA I.

1. INTRODUCCIÓN

En la referencia (1), se especifican detalles registrados en relación a un incidente de pérdida de potencia externa de alimentación de las bombas principales del circuito primario y su análisis en la CNA I. La consecuencia de este incidente es la salida de operación de la central en una secuencia determinada que se describe más adelante. El sistema pasa de una condición de flujo forzado nominal a uno de circulación natural gobernado por las pérdidas de carga y la transferencia de calor entre los distintos componentes. Para estudiar el flujo se empleó una nodalización apropiada al programa RELAP5/MOD3.2 (2), en la que se usan 232 volúmenes conectados por 241 uniones. Después de algunas modificaciones que se describen, la nodalización pasó a contar con 338 volúmenes y 360 uniones. Se muestra en lo que sigue los detalles de la nodalización, los resultados y su comparación con los datos de planta.

2. DESCRIPCIÓN DE LA MODELIZACIÓN

La nodalización utilizada para simular la CNA I, con RELAP5-3.2, está representada en la **Figura 1**. La modelización está basada en 232 volúmenes conectados por 241 uniones y 48 estructuras de transmisión de calor, compuestas de 321 puntos de malla. Se describe en lo que sigue solamente el lado derecho, porque la planta es casi simétrica. Además, en el lado derecho se encuentra el presurizador. En la descripción de cada uno de los GVs, están involucrados 25 volúmenes conectados entre sí por 25 uniones. En el lado primario, la simulación de los 3945 tubos que componen al GV, está representada por el volumen 207, que contiene 8 celdas. Los volúmenes 205 y 209, representan el plenum de entrada y salida al GV

respectivo que está comunicado al resto del circuito por los volúmenes 203 y 211. El secundario, está representado por el volumen 276, que es por donde entra el agua de alimentación y se mezcla con la de recirculación que viene desde el separador, representado por el volumen 280 y del domo a través del downcomer (volumen 273). El flujo desciende a través del volumen 277, que representa la parte inferior del downcomer y entra al ebullidor (volumen 279). El volumen 271, está incluido para regular la mezcla agua-vapor, entre los volúmenes 281 y 282 y el downcomer.

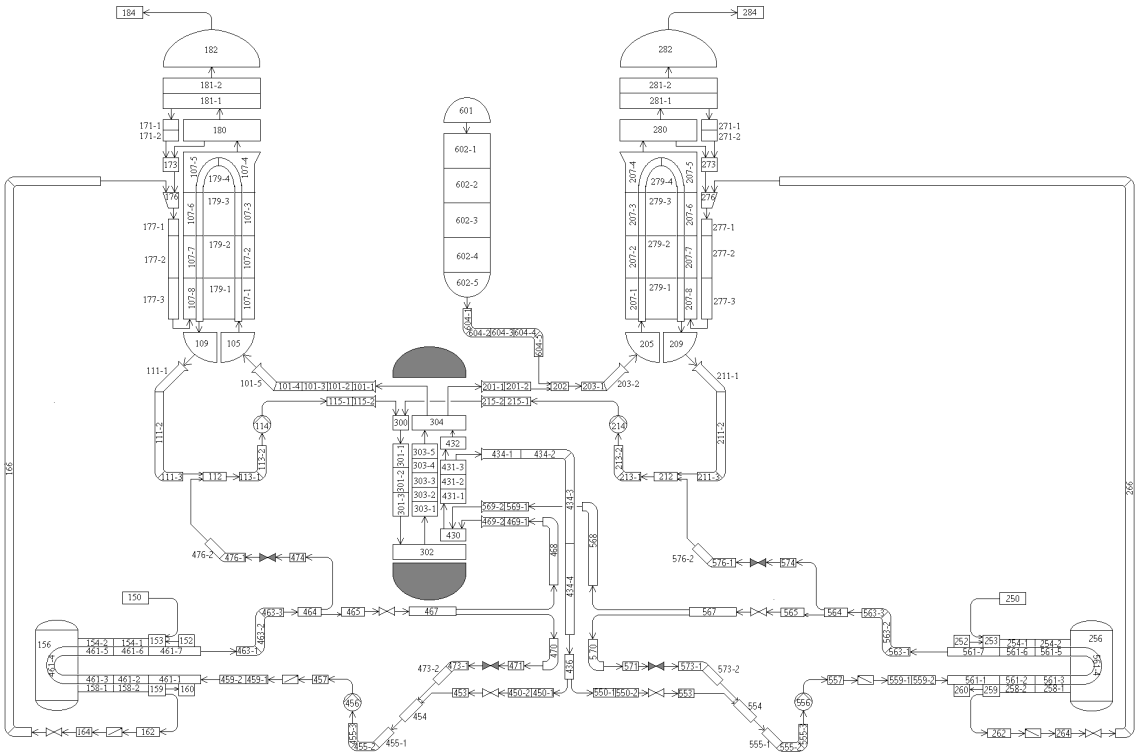


Figura 1. Nodalización de la CNA I en base a RELAP5/MOD3.2.

La transferencia de calor entre los tubos (207) y el ebullidor (279), está simulada por una estructura de calor. La ubicación del separador cumple una función muy importante y la fracción de vacío determina el modo de operación del mismo. El reactor está representado por 16 volúmenes y 16 uniones. El flujo entra desde las ramas frías representadas por los volúmenes 115 y 215, hacia el downcomer (volumen 301), a través del volumen 300. El volumen 301 se conecta al 302, que es el plenum inferior y de éste el flujo pasa al núcleo (volumen 303). El flujo sale hacia el plenum superior (volumen 304) y de allí a las ramas calientes del circuito primario de refrigeración representadas por los volúmenes 101 y 201. El volumen 431, representa el tanque del sistema moderador. A este tanque llegan las líneas de retorno del sistema moderador (volúmenes 469 y 569) a través del volumen 430, que representa la parte inferior del tanque del moderador. El volumen 434, representa la cañería de salida desde el tanque al resto del sistema moderador. A través de la unión prevista entre el volumen 432 y el volumen 304, se tiene en cuenta el mecanismo de ecualización de presión entre el sistema primario de refrigeración y el sistema de moderación. Se definen distintas estructuras de calor que simulan la generación o transferencia de calor según el caso: generación de calor en el combustible del núcleo, transferencia de calor desde el canal de refrigeración al tanque del moderador, transferencia de calor desde el tanque del moderador al downcomer, transferencia de calor desde el plenum superior y el plenum inferior a los cuerpos

de relleno. La cañería de salida del tanque del sistema del moderador está simulado por 21 volúmenes (434, 436, 550, 552, 553, 554, 555, 556, 557, 558, 559, 560). Con los volúmenes 563 a 569 y 570 a 576, se modelan las cañerías de retorno al tanque del sistema moderador Los intercambiadores de calor QK0/W0 de refrigeración del moderador están modelados por 15 volúmenes. Por el lado de los tubos (1049 tubos) circula el sistema moderador y se modela con un volumen (561). Por la carcaza circula el sistema de alimentación de agua y se lo simula con 7 volúmenes (252, 253, 254, 256, 258, 259, 260). La transferencia de calor desde el primario al secundario es simulada con una estructura de calor. El presurizador y sus sistemas asociados, están simulados por 11 volúmenes. La cabeza superior está representada por el volumen 601. Su cuerpo cilíndrico lo representa el volumen 602. Está conectado al sistema primario por el volumen 604. En el sistema primario, el plenum superior del reactor se conecta al presurizador a través de la rama caliente (volumen 202). Esta, se conecta al GV a través de los volúmenes 203 y 211 como fuera dicho. El sistema de alimentación, comprendido entre el intercambiador de calor del moderador y el GV, es simulado por 5 volúmenes (262, 263, 264, 265, 266). El resto del sistema primario de refrigeración correspondiente a la salida del GV está simulado por los volúmenes 212, 213, 214 y 215. La modelización de las bombas principales (volumen 214), se completa con las curvas homólogas de presión y torque en una y dos fases. La bomba del moderador está simulada por el volumen 556.

3. ESTADO ESTACIONARIO

Se simuló primeramente el estado estacionario de la planta. Ello se realizó en base a un transitorio que partía de valores nominales y permitía el ajuste dinámico de los parámetros. El tiempo necesario era de unos 100 s de tiempo simulado. La nodalización fue realizada primeramente por partes, es decir haciendo funcionar correctamente cada componente del circuito introduciendo las correspondientes condiciones de borde. Al unir las partes, no era posible obtener el estado estacionario. Para lograrlo hubo que mejorar la modelización de la transferencia de calor entre los canales combustibles y el tanque del sistema del moderador. Se logró modelizando las dos capas de foils que rodean al tanque del moderador con dos volúmenes y sus correspondientes estructuras de calor. El tanque del sistema del moderador está rodeado por los volúmenes 427 y 424. Cada uno de estos volúmenes están rodeados por estructuras de calor. Estos volúmenes y sus estructuras de calor asociadas, permiten modelar con mayor precisión la transferencia de calor entre el tanque del sistema del moderador y el downcomer del recipiente de presión. Para llegar a una simulación satisfactoria de la condición estacionaria del lado secundario del GV fue necesario recurrir a ajustar las pérdidas de carga en el separador de vapor y en la región del ebullidor. Con una adecuada pérdida de carga en las regiones mencionadas pudo lograrse la relación de recirculación requerida. La transferencia de calor desde los tubos al flujo, es controlada por la temperatura del fluido del secundario y la velocidad en la superficie de los tubos.

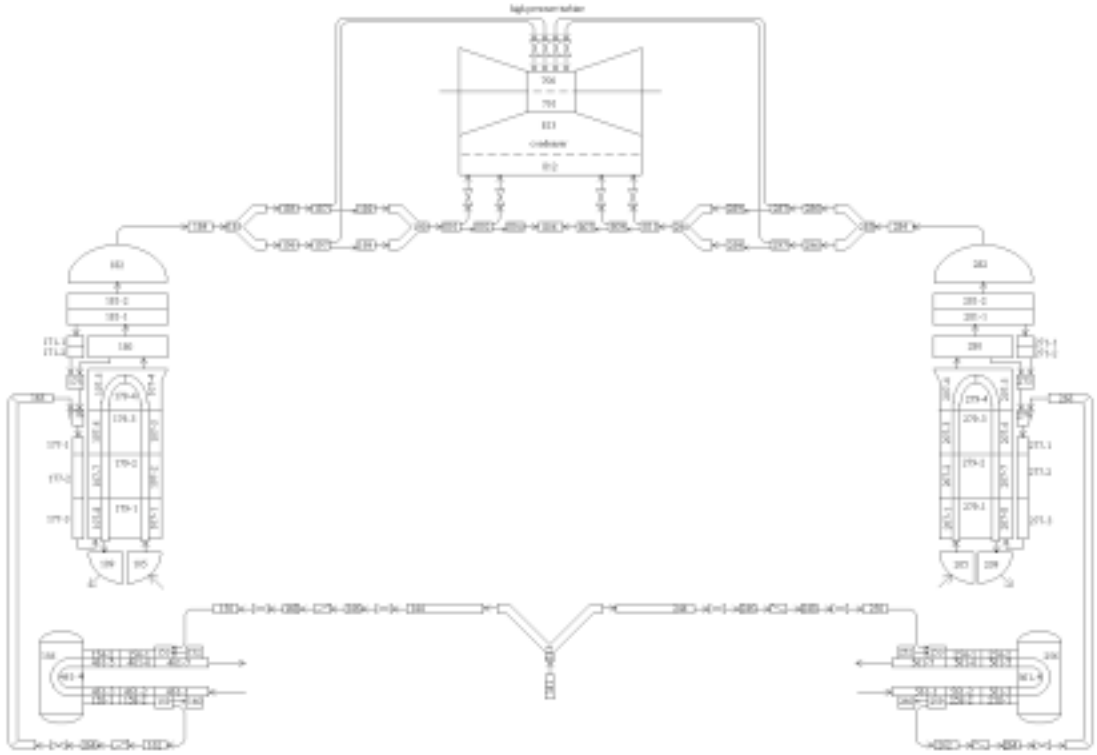


Figura 2. Modelización del sistema de vapor vivo y sistema de alimentación

Para mejorar la simulación del comportamiento de la planta, se introdujo la modelización del sistema de vapor vivo al que se conectan los GV y el sistema de alimentación de agua del lado secundario. El sistema de vapor vivo, está representado por 37 volúmenes y 36 uniones. Este conecta los dos GVs a través de una línea de vapor. Entre ambos, está conectado el condensador (volúmenes 812, 813), a través de cuatro válvulas (volúmenes 803, 805, 808 y 810). La conexión con la turbina (volúmenes 700 y 701), es a través de cuatro válvulas (volúmenes 188, 198, 288, 298). Debe tenerse en cuenta que los volúmenes 700 y 813, que simulan la turbina de alta presión y el condensador respectivamente, son volúmenes dependientes del tiempo. El objetivo de esta interconexión es poder introducir el sistema de conmutación ante SCRAM del reactor. El sistema de alimentación de agua del lado secundario, está representado por 16 volúmenes y 15 uniones. Este sistema une el volumen 150, a la entrada del intercambiador de calor 1, con el volumen 250, a la entrada del intercambiador de calor 2. Así, el número total de volúmenes asciende a 338, conectados por 360 uniones.

4. TRANSITORIO

A partir del estacionario obtenido se produce un transitorio a tiempo 0, correspondiente a la parada de las bombas principales del circuito primario con la siguiente secuencia de eventos:

1. Parada de bombas principales.
2. Parada rápida del reactor (SCRAM).
3. Alimentación de agua a los GVs en función de la potencia térmica generada en el reactor.
4. Pérdida del control de la presión del primario.
5. Sumidero de calor mantenido por el control del nivel de los GVs. Control manual de la presión de los GVs (simulado por una tabla de alimentación de agua de los GVs).

5. RESULTADOS OBTENIDOS Y SU ANÁLISIS

Algunos resultados obtenidos para el Sistema Primario muestran que durante el transitorio, la presión del plenum inferior, supera la presión del centro del núcleo, lo que hace que haya flujo a través del mismo, aún después de la parada de las bombas principales. Esto permite suponer la presencia de fuerzas impulsoras de un flujo de convección libre. En la **Figura 3** se observa la evolución temporal de las temperaturas de entrada y salida del GV2 y su comparación con la temperatura de planta (temperatura media entre entrada y salida). La **Figura 4** se refiere a resultados obtenidos para el Sistema del Moderador. La temperatura medida a la entrada y salida del recipiente de presión se compara con valores de planta. Vemos que en la evolución la temperatura de entrada (mucho menor que la de salida en el estacionario) casi se iguala con la de salida. Ambas son más bajas que la de planta pero tienen la misma tendencia.

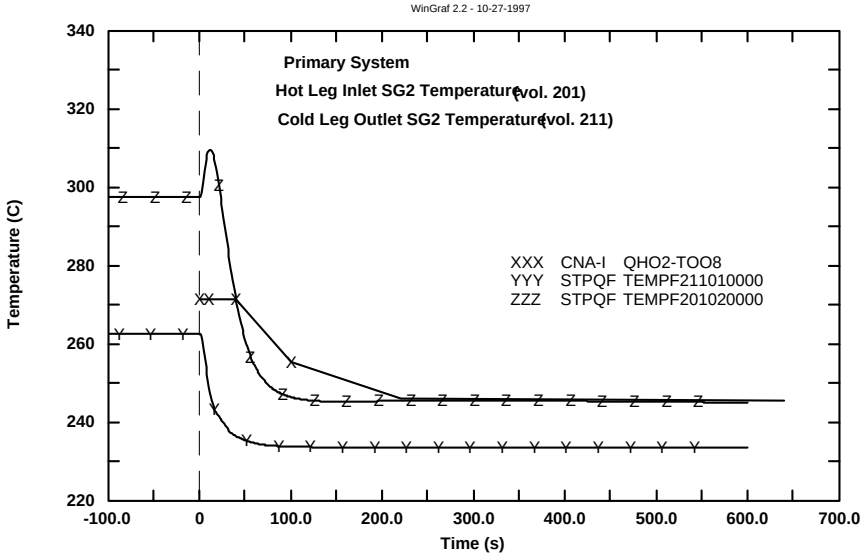


Figura 3. Temperatura de entrada y salida en un GV, comparada con valores de planta

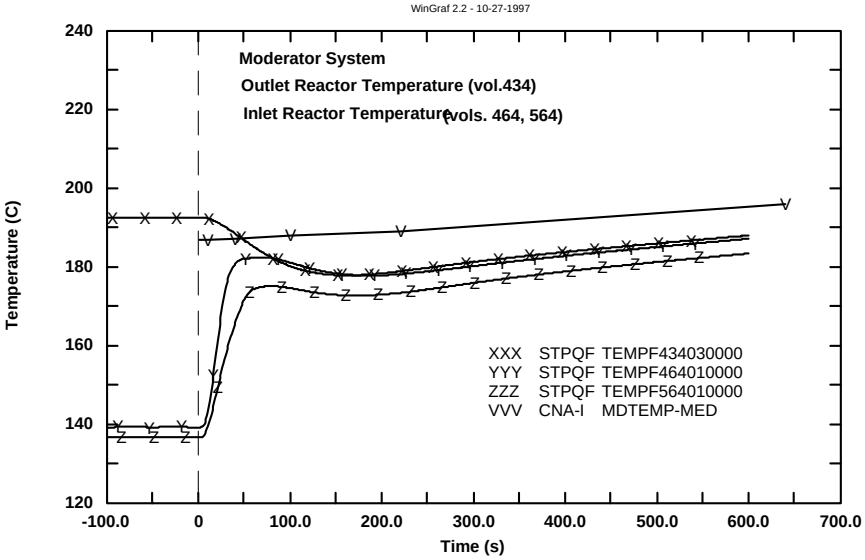


Figura 4. Temperatura del moderador a la entrada y salida del recipiente de presión comparadas con valores de planta

6. CONCLUSIONES

Se dispone de una modelización completa de la CNA I, ajustada para RELAP5/MOD3.2. Es de fundamental importancia para cualquier validación tener datos muy precisos de planta, lo que resulta generalmente difícil de obtener. La incerteza del lugar exacto de registro, trae como consecuencia desvíos en la interpretación de los mismos. Las bajas temperaturas del moderador obtenidas a la entrada y salida del reactor sugieren mejorar la modelización de la transferencia de calor entre los canales combustibles y el tanque del sistema del moderador. Las modificaciones introducidas en la modelización de la aislación térmica del tanque del moderador, permitieron una mejora en las temperaturas obtenidas, pero no la suficiente, lo que induce a ajustar aún más dicha modelización. Los cambios introducidos, incluyendo el sistema de vapor vivo al que se conectan los GVs y el sistema de alimentación de agua del lado secundario que conecta los intercambiadores de calor, dieron como resultado algunas mejoras, como las ya mencionadas y en los caudales de refrigerante en el primario y del moderador. Se puede decir que los resultados hasta aquí obtenidos, encierran una importante coherencia y responden en general a los esperados.

En consecuencia, el análisis realizado ha permitido

- Haber verificado la viabilidad de poseer una nodalización apropiada para la CNA I.
- Predecir la transición desde plena potencia a calor residual de extracción.
- Verificar la capacidad de simulación del RELAP5-3.2 de un transiente que envuelve transición desde un flujo de circulación forzada a uno de circulación natural.

Los inconvenientes encontrados fueron

El estado de la planta ha cambiado a través de los años desde que ocurrió el incidente, de modo que al presente las condiciones de estado estacionario no son simétricas.

La particularidad de esta planta, impone una simulación detallada de sistemas adicionales no presentes en un PWR típico.

REFERENCIAS

1. Condiciones de Refrigeración del Reactor sin Bombas Principales, A. Teyssedou, CNEA, C. N. Atucha, Prot. Trat. 105-79, 1979.
2. RELAP5/MOD3, K.E. Carlson et al., NUREG/CR-5535, INELL-95/0174.

^{226}Ra y uranio natural en aguas potables de la República Argentina

Bomben, A.M. y Palacios M.A.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

^{226}Ra Y URANIO NATURAL EN AGUAS POTABLES DE LA REPÚBLICA ARGENTINA

Bomben, A.M. y Palacios M.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Como parte del programa de evaluación de la radiactividad ambiental natural, se realizó la determinación de las concentraciones de ^{226}Ra y uranio natural en aguas potables de la República Argentina. Fueron analizadas 157 muestras, provenientes de 18 provincias y de la Ciudad de Buenos Aires, recolectadas de las redes de distribución domiciliaria y de pozos privados.

La concentración de ^{226}Ra se determinó por la técnica de emanación de ^{222}Rn y medición por centelleo líquido. La determinación de la concentración de uranio natural se realizó por fluorimetría.

Los rangos de valores de concentración obtenidos fueron de: 0,4 a 22 mBq/L para ^{226}Ra y de 0,1 a 50 μg/L para uranio natural. Debido a la ingesta de agua potable y en base a las concentraciones medidas de los radionucleidos naturales de interés, fueron estimadas una dosis efectiva comprometida individual promedio de 0,5 μSv.año^{-1}, para los habitantes adultos de la Ciudad de Buenos Aires, y una dosis efectiva comprometida colectiva de 1,8 Sv.hombre por año.

INTRODUCCIÓN

Cuando se analiza la dosis efectiva anual total que la población recibe debido a las fuentes naturales de radiación, la radiación gamma terrestre (0,46 mSv) y los rayos cósmicos (0,39 mSv) son los que más contribuyen[1]. En el análisis también, deben considerarse las dosis provenientes de otras fuentes, como son la ingestión e inhalación de radionucleidos naturales de período largo, que están en el aire y contenidos en los alimentos y el agua.

Esta evaluación dosimétrica puede realizarse midiendo la concentración de los radionucleidos en el cuerpo o puede ser estimada, a partir de los valores de concentración determinados en los materiales incorporados. En el caso particular de las aguas potables, existe información publicada sobre la concentración de radionucleidos naturales en aguas superficiales, profundas y minerales[1-3]. Del análisis de estos datos, surge la gran variabilidad de la radiactividad natural en aguas, dependiendo fundamentalmente de las características geológicas de los suelos. Además, se observa que muchas de las concentraciones medidas exceden los valores aceptados para agua potable.

En este trabajo, se presentan los resultados obtenidos de la determinación de la concentración de ^{226}Ra y uranio natural, en aguas potables de la República Argentina y las dosis estimadas debidas a su ingestión.

MATERIALES Y MÉTODOS

Las muestras de agua potable fueron recolectadas en recipientes plásticos, directamente de las fuentes de consumo domiciliario. Los volúmenes de agua procesados variaron de 900 a 2300 mL y todas las muestras fueron evaporadas, en plancha calefactora hasta 800 mL. La determinación de la concentración de ^{226}Ra se llevó a cabo por coprecipitación con $BaSO_4$, disolución con solución alcalina de EDTA y agregado de solución centelladora de base tolueno[4]. Luego

de 20 días, para permitir que el ^{226}Ra y sus productos de decaimiento alcancen el equilibrio, se procedió a la medición en la fase orgánica separada, del ^{222}Rn emanado y sus productos de decaimiento. La medición se realizó en un contador de centelleo líquido Packard 2550 TR/AB, utilizando el sistema de discriminación por forma de pulso, con optimización del nivel de discriminación y de las ventanas de contaje. Los tiempos de medición variaron de 100 a 1000 minutos.

La determinación de la concentración de uranio natural se llevó a cabo, en el sobrenadante separado luego de la coprecipitación del ^{226}Ra. La técnica consistió en una coprecipitación del uranio con fosfato de calcio, disolución del precipitado y medición utilizando un fluorímetro Jarrell-Ash, sobre 3 alícuotas de 600 μL.

Teniendo en cuenta los volúmenes de agua analizados, las técnicas descriptas y sus factores de calibración, los límites de detección alcanzados[5], para un 95% de confianza, fueron: 0,3 mBq/L para ^{226}Ra y 0,01 μg/L para uranio natural.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Fueron analizadas 157 muestras de agua potable, provenientes de 18 provincias de la República Argentina y de la Ciudad de Buenos Aires. La selección de los puntos de muestreo fue realizada teniendo en cuenta los centros con mayor densidad poblacional, como son las ciudades capitales y sus alrededores. También, fueron analizadas muestras de agua provenientes de poblaciones cercanas a los complejos minero-fabriles de uranio. En la Figura 1, se muestra la localización de los puntos de muestreo. Del total de muestras analizadas, el 62% provino de las redes de distribución domiciliarias, que incluyen aguas de origen superficial y de pozo. Las restantes muestras provinieron de pozos privados, y las aguas analizadas fueron consideradas representativas de las napas subterráneas de las que fueron extraídas.

En todas las muestras analizadas, la concentración de uranio natural resultó superior al límite de detección. Los rangos de valores de concentración obtenidos fueron de: 0,10 a 19 μg/L y de 0,10 a 50 μg/L, para muestras de aguas potables provenientes de las redes de distribución domiciliaria y de los pozos privados, respectivamente (Tabla 1 y Figura 2).

La concentración de ^{226}Ra resultó superior al límite de detección en el 97% de las muestras analizadas. Para muestras de aguas potables provenientes de las redes de distribución domiciliaria y de los pozos privados, los rangos de valores de concentración obtenidos fueron de: 0,3 a 12,5 mBq/L y de 0,4 a 22 mBq/L, respectivamente (Tabla 1 y Figura 3).

Para evaluar la importancia de los radionucleidos analizados, fueron calculadas las dosis individual promedio y colectiva para los habitantes de la Ciudad de Buenos Aires, el centro de mayor densidad poblacional de la República Argentina. La dosimetría se llevó a cabo sobre la base conservativa de una incorporación única[6-7], y fueron consideradas las medias geométrica de las concentraciones de ^{226}Ra y uranio natural. Considerando una ingesta diaria de 2 L para adultos y de 0,79 L, para niños de 1 año, se estimaron dosis efectivas comprometidas individuales promedio de 0,5 μSv.año^{-1} y de 0,6 μSv.año^{-1}, para adultos y niños, respectivamente. La dosis efectiva comprometida colectiva fue estimada en 1,8 Sv hombre por año.

También, se estimó la dosis debida al consumo de agua potable proveniente de un pozo privado ubicado la provincia de Buenos Aires, donde se determinaron las concentraciones más altas de radionucleidos naturales de interés. En este caso, la dosis efectiva comprometida individual fue estimada en 43 μSv.año^{-1}. Cuando se realizó el análisis dosimétirco, considerando las aguas provenientes de las redes de distribución domiciliarias, la dosis efectiva comprometida individual más elevada fue estimada en 19 μSv.año^{-1} y corresponde al consumo por parte de un adulto de 2 L diarios de agua potable de una localidad de la provincia de Córdoba.

El análisis de los resultados de esta investigación muestran que las concentraciones de ^{226}Ra y uranio natural medidas, en todas las muestras analizadas, están por debajo de los valores de referencia para agua potable[8-9] (180 mBq/L para ^{226}Ra y 100 μg/L para uranio natural). Además, se concluye que las dosis estimadas debido al consumo de las aguas potables analizadas

de la República Argentina son insignificantes, comparadas con las otras fuentes naturales de radiación.

REFERENCIAS

1. UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, New York: United Nations (1993).

2. The Hess, C. T. et al. The Occurrence of Radioactivity in Public Water Supplies in the Unites States. Health Phys. Vol. 48 N° 5, 553-586 (1985).

3. Bomben, A. M. et al. ^{226}Ra and Natural Uranium in Argentinian Bottled Mineral Waters. Radiat. Prot. Dosim. Vol. 67, N° 3, 221-224 (1996).

4. Bomben A. M. et al. A Simple Method for the Determination of Natural Uranium and ^{226}Ra in Waters and Soils. J. Radioanal. Nucl. Chem. Letters, Vol. 212 (3), 209-219 (1996).

5. Summerling, T. et al. Statistical Aspects of the Interpretation of Counting Experiments Designed to Detect Low Levels of Radioactivity. NRPB-R113 (Harwell: NRPB) (1981).

6.7. ICRP. Age-dependent Dose to Members of the Public from Intake of Radionuclides. Part 2. Ingestion Dose Coefficients. ICRP Publication 67. Ann. ICRP 23(2/3) (Oxford: Pergamon) (1993) y Part 3. Ingestion Dose Coefficients. ICRP Publication 69. Ann. ICRP 25(1) (Oxford: Pergamon) (1995).

8. Lappenbush, W. et al. Regulatory Development of the Interim and revised Regulations for Radioactivity in Drinking Water, Health Phys. 48, 535-551 (1985).

9. Wrenn, McD. et al. The Potential Toxicity of Uranium in Water. Research and Technology, 177-184 (April 1987).

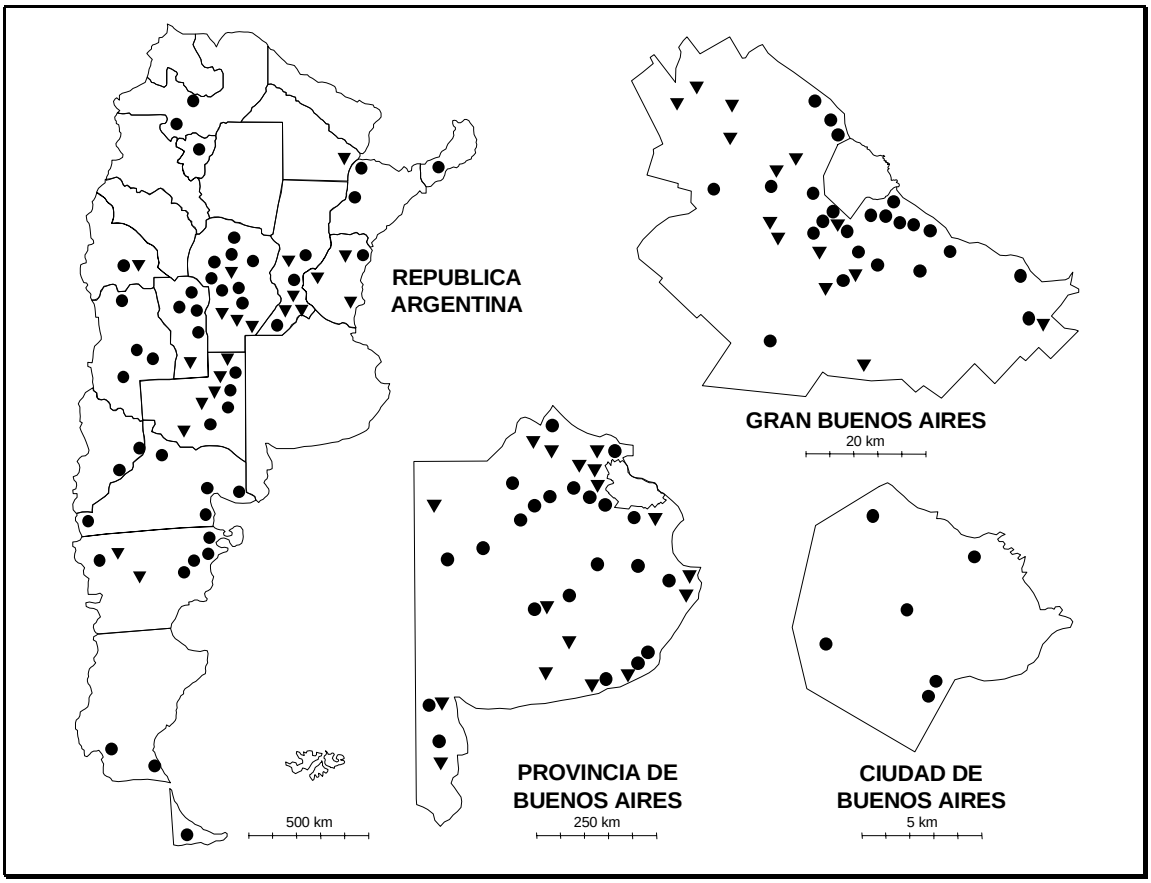


Figura 1. Puntos de muestreo de aguas potables de la República Argentina.
Muestras provenientes de: ● red de distribución domiciliaria, ▼ pozos privados

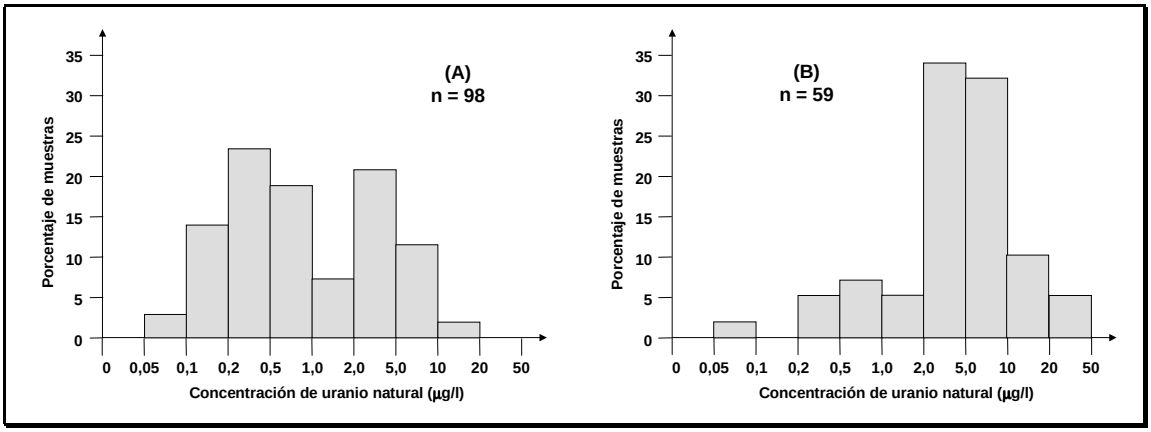


Figura 2. Distribución de frecuencias de concentración de uranio natural
en aguas potables de la República Argentina.
Muestras provenientes de: (A) red de distribución domiciliaria, (B) pozos privados

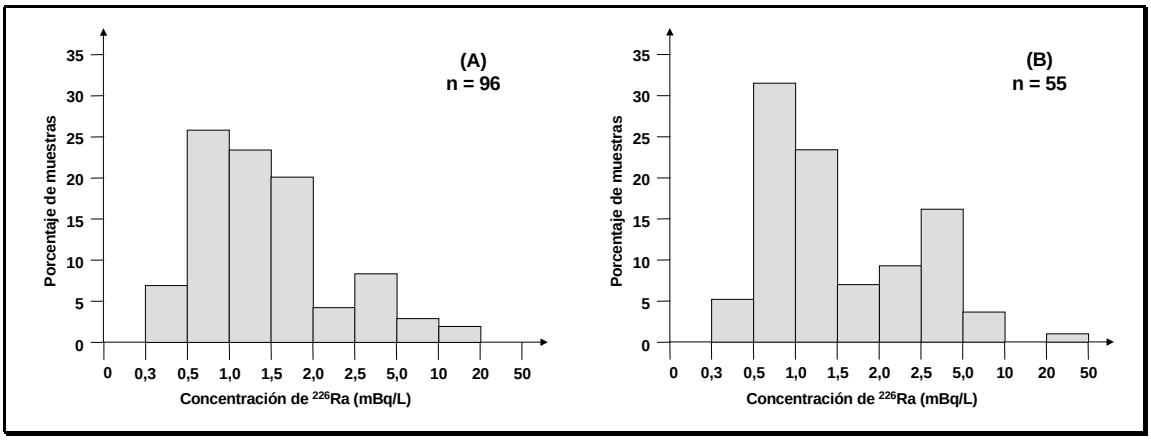


Figura 3. Distribución de frecuencias de concentración de ^{226}Ra en aguas potables de la República Argentina.
Muestras provenientes de: (A) red de distribución domiciliaria, (B) pozos privados

Tabla 1. Concentración de uranio natural y ^{226}Ra en aguas potables de la República Argentina

Provincia o Área geográfica	(A)	(B)	(C) (miles)#	Uranio natural (μg/L)		^{226}Ra (mBq/L)	
				Rango de concentración*	Media geométrica	Rango de concentración*	Media geométrica
Ciudad de Buenos Aires	1	R	2.965	0,10-0,30	0,19	0,9-2,4	1,6
Gran Buenos Aires	17 9	R P	3.817 2.520	0,12 - 6,5 1,5 - 11	0,65 4,2	0,7 - 12,5 0,7 - 6,1	1,7 1,9
Buenos Aires	17 14	R P	1.108 206	0,37 - 8,3 0,10 - 50	2,8 2,6	0,6 - 5,6 <0,4 - 2,6	1,0 0,9
Chaco	1	P	7	9 ± 1	-	3,2 ± 0,7	-
Chubut	4 2	R P	171 1	0,18 - 0,9 0,21 - 6,1	0,56 1,1	<0,3 - 0,7 0,4-0,9	0,6 0,6
Córdoba	6 4	R P	1.462 110	0,41 -19 1,0 - 29	1,8 5,8	0,4 - 11 <0,6 - 1,4	1,6 1,2
Corrientes	1	R	279	0,24 - 1,1	0,51	1,4 - 1,7	1,5
Entre Ríos	1 3	R P	117 63	0,26 ± 0,05 0,23 - 24	- 3,2	0,4 ± 0,1 5 - 22	- 8,4
La Pampa	3 5	R P	68 33	3,5 - 11 0,7 - 8,0	6,2 3,8	1,0 - 1,6 0,4 - 1,4	1,3 0,7
Mendoza	4	R	264	0,20 - 2,0	0,82	0,7 - 9,8	1,8
Misiones	1	R	28	0,10 ± 0,04	-	0,7 ± 0,1	-
Neuquén	2	R	252	0,23 - 0,6	0,37	0,3 - 1,7	0,7
Río Negro	4	R	338	0,13 - 0,8	0,36	0,4 - 0,9	0,6
Salta	2	R	347	0,17 - 0,92	0,34	2,0 - 4,4	3,3
San Juan	1 1	R P	115 7.10^{-2}	1,4 ± 0,1 5,4 ± 0,4	- -	1,7 ± 0,3 2,0 ± 0,6	- -
San Luis	2 3	R P	121 27	0,21 - 0,8 4,0 - 13	0,46 7,3	0,6 - 2,0 1,0 - 2,8	0,9 1,8
Santa Cruz	2	R	76	0,10 - 0,15	0,12	1,2 - 1,4	1,3
Santa Fe	2 4	R P	1.041 272	2,9 - 6,2 3,8 - 14	4,2 7,0	4,3 - 5,1 0,6 - 2,5	4,7 1,1
Tierra del Fuego	1	R	26	0,26 ± 0,03	-	0,9 ± 0,1	-
Tucumán	1	R	442	2,5 ± 0,5	-	1,7 ± 0,2	-

(A) Número de Departamentos o Partidos monitoreados
(B) Tipo de muestra:
R = Muestras de agua provenientes de la red de distribución domiciliaria
P = Muestras de agua provenientes de pozos privados
(C) Número de personas abastecidas
INDEC. Censo 91. Censo Nacional de Población y Vivienda 1991. Resultados Definitivos (Instituto Nacional de Estadísticas y Censos. República Argentina) (1991)
* En el caso de que una sola muestra fue analizada, se presenta el valor de la concentración ± σ

Stability Analysis of Single-Phase Thermosyphon Loops by Finite Difference Numerical Methods

Ambrosini, W. and Ferreri, J.C.

Publicado como PI-4/98 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

STABILITY ANALYSIS OF SINGLE-PHASE THERMOSYPHON LOOPS BY FINITE DIFFERENCE NUMERICAL METHODS

W. Ambrosini (*) and J.C. Ferreri (**)

(*) Università degli Studi di Pisa, Facoltà di Ingegneria, Dipartimento di Costruzioni Meccaniche e Nucleari, Via Diotisalvi 2, 56126 PISA, ITALY,Tel. ++39-50-585273, Fax.++39-50-585265, E-mail: walter.ambrosini@ing.unipi.it

(**) Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

In this paper, examples of the application of finite difference numerical methods in the analysis of stability of single-phase natural circulation loops are reported. The problem is here addressed for its relevance for thermal-hydraulic system code applications, in the aim to point out the effects of truncation error on stability prediction. The methodology adopted for analyzing in a systematic way the effect of various finite difference discretization can be considered the numerical analogue of the usual techniques adopted for PDE stability analysis. Three different single-phase loop configurations are considered involving various kinds of boundary conditions. In one of these cases, an original dimensionless form of the governing equations is proposed, adopting the Reynolds number as a flow variable. This allows for an appropriate consideration of transition between laminar and turbulent regimes, which is not possible with other dimensionless forms, thus enlarging the field of validity of model assumptions.

1. INTRODUCTION

Single-phase thermosyphon loops are an interesting example of systems in which fluid dynamic instabilities may arise as a consequence of delayed feedback mechanisms. An explanation of the physical reasons for instability was given by Pierre Welander [1], who coped with the problem of a limiting case of rectangular thermosyphon loop with point heated and cooled sections (source and sink).

According to his explanation, instability in symmetrically heated single-phase loops around steady-state conditions can be ascribed to the formation of perturbed temperature pockets at the exit of the source or the sink, which travel at a different velocity than the one imposed by flow rate. Then, their amplitude is progressively amplified or damped, according to the specific geometrical and physical characteristics of the system, during the subsequent heating and cooling cycles. The observed instability is then characterized by chaotic behaviour involving large flow and temperature oscillations, together with flow reversals.

Natural circulation in single-phase conditions has a great interest in heat transfer applications, including solar energy conversion and passive nuclear reactor cooling. In the latter case, the choice to rely only on passive mechanisms to operate a reactor or managing an accident, poses the problem to demonstrate that in the addressed conditions the involved flow regimes will be enough regular and stable to accomplish with their intended safety function. Therefore, in these systems the possible occurrence of instabilities with a chaotic and, consequently, basically unpredictable nature must be ruled out by design.

In addition, single-phase natural circulation instability phenomena have characteristics similar to the features of other fluid dynamic instabilities of relevance in engineering (e.g., boiling channel instabilities). In these cases, the capability to predict the conditions for stable operation is a critical issue for design and may be pursued by the adoption of both *frequency-domain* and t*ime-domain* techniques.

Frequency-domain techniques are capable to establish the threshold values of physical parameters leading to neutral stability. This important information is obtained by a standard procedure, involving linearization of governing partial differential equations (PDEs) by perturbation, integration and solution of a complex valued characteristic equation. Only few hints on the actual transient behaviour of unstable systems may be obtained by this technique (e.g., frequency of the fastest growing perturbation, degree of amplification of small perturbations), since non-linear behaviour beyond the stability threshold is completely disregarded.

On the other hand, time-domain techniques involve the transient solution of the non-linear equations describing the dynamic behaviour of the system. In this case, the description of the time evolution can be obtained through the numerical discretization of balance equations, very often performed making use of finite difference methods. In many

cases, the system to be described is too complex and the necessary description too detailed to make feasible other techniques for predicting transient behaviour. However, the price to achieve this goal by space and time numerical discretization is the introduction of truncation errors, which may considerably change the predicted dynamics.

In this paper, sample applications of finite difference numerical methods for evaluating the linear stability conditions in single-phase thermosyphon loops are presented. The method of analysis, discussed in a forthcoming paper [2], is based on the linearization by perturbation around a selected fixed point of the finite difference equations obtained discretizing the PDEs governing the transient behaviour of the addressed systems. In this respect, this method can be considered the numerical analogue of the usual linear stability analysis of PDE problems and has also similarity with the techniques adopted for discussing stability of numerical methods.

The examples of application reported in the paper are related to three different natural circulation loops (Figure 1) whose characteristics have been thoroughly analyzed theoretically and, in some cases, also experimentally by other investigators [3].

The first considered loop (Figure 1a) is the one studied in the '60s by Welander in the above mentioned paper [1]. It is a very schematic representation of a thermosyphon loop, consisting in point heat source and sink with imposed wall temperature and heat transfer coefficient. Source and sink are connected by two adiabatic legs along which the fluid is transported by pure advection due to the resulting buoyancy forces. This loop has been considered by the Authors in previous works [4] [2] as a benchmark problem for studying the effect of truncation error on stability prediction. The main results from this work will be shortly summarized to introduce the discussion on new developments.

The second considered system (Figure 1b) consists in a rectangular loop with constant heat flux heating at the bottom and heat exchanger cooling at the top. This kind of arrangement, including mixed boundary conditions, is the more realistic one from the point of view of practical feasibility and has been the subject of very interesting theoretical and experimental studies ([5], [6], [7]).

Finally, the third considered loop (Figure 1c) is perhaps the most popular example of natural circulation single phase loop and consists in a toroidal loop with asymmetric heating [8] [9]. The version of the problem addressed in this paper is the one with imposed heat flux in both the heated and the cooled lengths [10] and has been chosen to fully cover the panorama of the possible boundary conditions.

2. EQUATIONS OF LOOP DYNAMICS

2.1 Welander's Problem

The dimensionless equations representing the dynamics of the loop in Figure 1a are the following:

$$\frac{dq}{d\tau} = \alpha \int_0^1 \theta \, ds - \varepsilon \, q^{\xi} \qquad (\tau > 0) \tag{1}$$

for momentum and

$$\frac{\partial \theta}{\partial \tau} + q \frac{\partial \theta}{\partial s} = 0 \qquad (0 < s < 1, \tau > 0) \tag{2}$$

for energy, where the following definitions apply

$$s = \frac{S}{\frac{L}{2}} \qquad \tau = \frac{t}{\frac{L}{2 \kappa \Delta S}} \qquad q = \frac{Q}{\kappa A \Delta S} \qquad \theta = \frac{T - T_0}{\Delta T} \tag{3}$$

$$\kappa = \frac{\Pi_w}{A} \frac{h}{\rho C_p} \tag{4}$$

$$T_0 = \frac{(T_w)_{heater} + (T_w)_{cooler}}{2} \qquad \Delta T = \frac{(T_w)_{heater} - (T_w)_{cooler}}{2} \tag{5}$$

$$\alpha = \frac{g \beta \Delta T L}{2 (\kappa \Delta S)^2} \qquad \varepsilon = \frac{a}{16} \left(\frac{\rho D \kappa \Delta S}{\mu} \right)^{1-b} \varepsilon_{Wel} \qquad \xi = 2 - b \tag{6}$$

Here, ε_{Wel} is the friction dimensionless parameter defined by Welander as

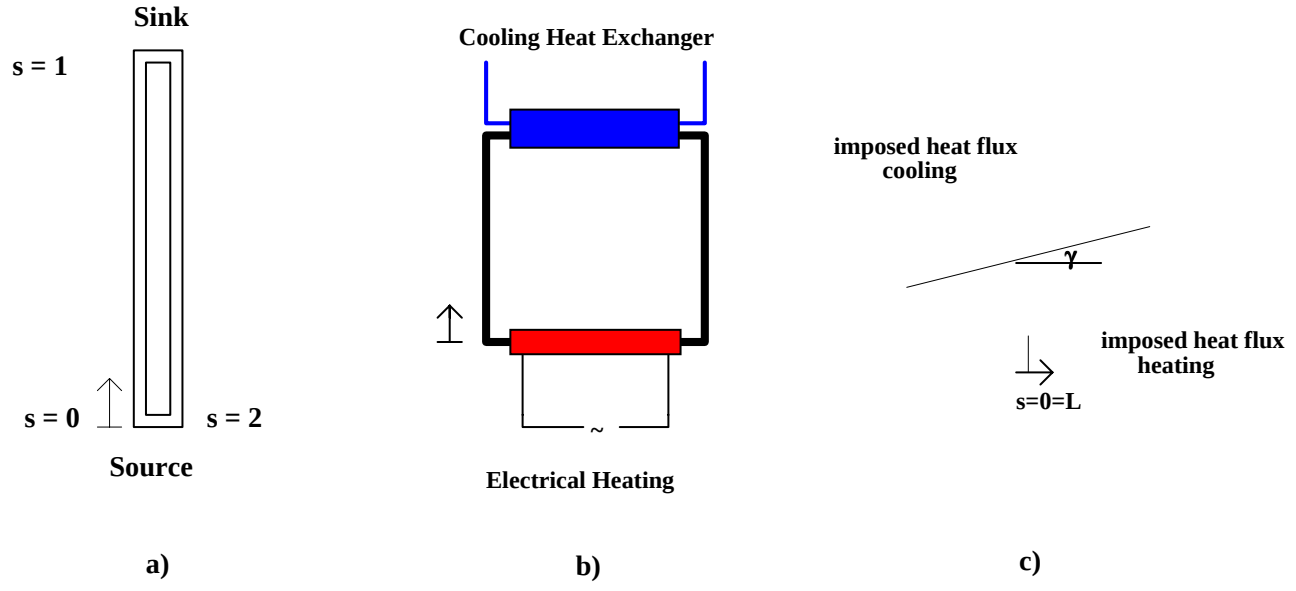


Figure 1 - Considered natural circulation single phase loops

$$\varepsilon_{Wel} = \frac{R\,L}{2\,\kappa\,\Delta S} \qquad R = 32\,\frac{\mu}{\rho\,D^2} \tag{7}$$

The Boussinesq approximation for fluid density variation is accepted. Integration of the PDE momentum equation along the loop and the adoption of a macroscopic friction law lead to equation (1), making the flow rate dependent only on time, while θ is a function of both s and τ. The dimensionless variables α and ε are a buoyancy and a friction parameter, which fully characterize from the physical point of view the system, and ξ is a friction law exponent.

The developments needed to reach the above equations are very similar to the ones suggested by Welander in his paper (see [2]). With respect to the original Welander's treatment, relating only to laminar flow, the above equations have been derived considering a general friction law having the form:

$$f' = \frac{a}{Re^b} \tag{8}$$

which results in the following definition for ξ:

$$\xi = 2 - b \tag{9}$$

In this work, the value adopted for ξ is 1.75, coherently with the adoption of the Blasius law for wall friction.

An interesting feature of this problem is that the temperature distribution along the loop is antisymmetric with respect to the center of the loop. In particular, Welander suggested (an it is possible to rigorously show) that if the temperature distribution along the loop is antisymmetric at the beginning of the transient it will keep antisymmetric during the whole time evolution. This allows for solving the energy balance equation along the ascending leg only, i.e for $s \in (0,1)$.

Considering antisymmetry, the boundary conditions for temperature are imposed only at the inlet and at the outlet of the ascending leg, that is in the points just after the source ($s=0^+$) and before the sink ($s=1^-$). Following the treatment by Welander, these boundary conditions have the form:

$$\theta(0^+,\tau) + \theta(1^-,\tau) = (1 + \theta(1^-,\tau))\left(1 - e^{-\frac{1}{q}}\right) \quad \text{for } q \geq 0,\ \tau > 0$$

$$\theta(0^+,\tau) + \theta(1^-,\tau) = (-1 + \theta(0^+,\tau))\left(1 - e^{-\frac{1}{|q|}}\right) \quad \text{for } q < 0,\ \tau > 0 \tag{10}$$

The above relationships specify the effects of the source and the sink on the flowing fluid and have been derived by Welander on the basis of a quasi-steady approach. They are justified by assuming that the source and the sink have an infinitesimal length, even though their heat transfer capability is still assumed to be finite.

Steady-states involve positive, negative and zero flow rate conditions. In particular, the negative flow fixed point is just the mirror image of the positive flow one. Therefore, neglecting the zero flow case which is not relevant for heat transfer applications, the greatest interest is in establishing the relationships for stability of the positive flow steady-state conditions.

2.2 Rectangular Loop with Mixed Boundary Conditions

The dimensionless balance equations for this loop have been developed in a previous work [6], in which the scaling laws to be assumed to reduce experimental data concerning single-phase natural circulation loops have been established.

Different dimensionless parameters were identified as the relevant ones in this purpose; these include geometrical aspect ratios of the loop and of the heating and of the cooling sections, the length over diameter ratio and modified Grashof and Stanton numbers. The latter quantities are found the key parameters which determine stability.

The main assumptions at the basis of the development of balance equations are the usual ones in this field:

- the legs are assumed to be adiabatic;
- the Boussinesq approximation is applied;
- axial heat conduction in the fluid is neglected;
- the flow is one-dimensional.

With the above assumptions the momentum and energy balance equations assume the form:

$$\frac{d\omega}{d\tau} = \frac{Gr_m}{Re_{ss}^3}\oint \theta dz - \frac{p}{Re_{ss}^b}\frac{L}{D}\frac{\omega^{2-b}}{2}. \tag{11}$$

$$\frac{\partial\theta}{\partial\tau} + \phi\,\omega\,\frac{\partial\theta}{\partial s} = \frac{V}{V_{heater}} \qquad \text{(heater)} \tag{12}$$

$$\frac{\partial\theta}{\partial\tau} + \phi\,\omega\,\frac{\partial\theta}{\partial s} = -St_m\,\theta \qquad \text{(cooler)} \tag{13}$$

$$\frac{\partial\theta}{\partial\tau} + \phi\,\omega\,\frac{\partial\theta}{\partial s} = 0 \qquad \text{(legs)} \tag{14}$$

where

$$\omega = \frac{W}{W_{ss}} \qquad z = \frac{Z}{H} \qquad s = \frac{S}{H} \tag{15}$$

$$\tau = \frac{t\,W_{ss}}{V\,\rho} \qquad \theta = \frac{T - T_s}{(\Delta T_{heater})_{ss}} \qquad Re_{ss} = \frac{D\,W_{ss}}{A\,\mu} \tag{16}$$

$$Gr_m = \frac{D^3\,\rho^2\,b\,g\,P\,H}{\mu^3\,A\,C_p} \qquad St_m = \frac{4\,Nu_m}{Re_{ss}\,Pr} \tag{17}$$

$$Nu_m = \frac{U_i\,L}{k} \qquad Pr = \frac{C_p\,\mu}{k} \qquad \phi = \frac{V}{A\,H} \tag{18}$$

In deriving the above equations, a friction law having the form

$$f' = \frac{p}{Re^b} \tag{19}$$

was assumed.

Steady-state conditions involve both positive and negative flow rates and, due to the symmetry of heating with respect to the vertical axis, the two fixed points are the mirror image of each other. It is easily understood that the zero flow conditions cannot be steady in the present case owing to the presence of the imposed heat flux heating.

2.3 Toroidal Loop with Imposed Heat Flux

The present problem has been studied both theoretically and experimentally by several Authors considering different kinds of boundary conditions [8], [9], [10], [11]. In the work by Sen et al, (1985) [10], the specific boundary conditions addressed in this paper are considered.

With respect to the dimensionless form of governing equations adopted in that paper, the need was felt here to establish a set of dimensionless groups more directly related

to engineering applications. In fact, many of the sets of dimensionless groups previously proposed for single-phase natural circulation loops have the following disadvantages:

- it is not very intuitive to locate in the dimensionless parameter space the region of interest for practical applications;
- it may be difficult, or even impossible, to properly account for physical phenomena which are known to be governed by parameters other than those adopted in the dimensionless equations.

The former of the two above observations becomes clear while trying to establish whether interesting phenomena devised in theoretical analyses may be possibly confirmed by real life experiments. The latter observation points out that phenomena as flow and heat transfer transition regime are hardly accounted for in analytical models, unless the appropriate dimensionless groups governing the transition are included.

A typical case is related to the choice of the wall friction law. In the available literature dealing with stability of natural circulation in single-phase loops, a choice is always made about the form of the wall friction law to be used in analytical developments and also about the coefficients to be adopted; examples are reported above for the two other considered natural circulation loops. This limits the analysis to either laminar flow or turbulent flow conditions, without any possibility to account for transition between them, since the Reynolds number is not used as an independent flow variable.

Trying to compensate for the above discussed deficiencies in available models, a step forth towards a greater realism in the analytical description of natural circulation loops is tried in the present paper, selecting the Reynolds number as main flow variable in the dimensionless equations for the toroidal loop. The resulting equations are:

- momentum balance equation

$$\frac{dRe}{d\tau} = Gr \frac{1}{2} \int_0^2 g^*(s)\, \theta(s)\, ds - \frac{L}{D} f'(Re)\, Re\, |Re| \qquad (20)$$

- energy balance equation

$$\frac{\partial \theta}{\partial \tau} + Re \frac{\partial \theta}{\partial s} = q''^*(s) + Fo \frac{\partial^2 \theta}{\partial s^2} \qquad (21)$$

where

$$Gr = \frac{\rho^2 g_0 \beta \Delta T D^2 L}{2 \mu^2} \qquad Re = \frac{\rho w D}{\mu} \qquad (22)$$

$$s = \frac{2S}{L} \qquad \theta(s) = \frac{T(s) - T_0}{\Delta T} \qquad \Delta T = \frac{2 L q_0''}{C_p \mu} \qquad (23)$$

$$g^*(s) = \frac{g(s)}{g_0} \qquad q^*(s) = \frac{q''(s)}{q_0''} \qquad (24)$$

$$\tau = \frac{t}{T} \qquad T = \frac{\rho D L}{2 \mu} \qquad Fo = \frac{\alpha T}{(L/2)^2} \qquad (25)$$

Concerning the boundary conditions it is assumed that the heat flux is uniform and constant in both the heating and the cooling sections. With these conditions, the problem has two steady-state solutions, one for positive and the other for negative flow, in a limited range of γ, which is the angle of asymmetry in heating.

As well known, the problem is amenable to a very simple modal solution, in which only three equations are found to fully govern the dynamics of the loop [8]. With the present notation, assuming the following expression dimensionless heat flux (corresponding to uniform heating and cooling in the two halves of the loop)

$$q''^*(s) = \sum_{l=0}^{\infty} \frac{4\,(-1)^k}{(2l+1)\,\pi} \cos\left[(2l+1)\,\pi\,(s - \frac{\gamma}{\pi})\right] \qquad (26)$$

the three modal ODEs are obtained by expanding the temperature distribution in series of trigonometric functions and applying the usual weighting technique

$$\frac{dRe}{d\tau} = Gr \frac{\Psi_1}{2} - \frac{L}{D} f'(Re)\, Re\, |Re|$$

$$\frac{d\Psi_1}{d\tau} = \pi\, Re\, \Omega_1 - \pi^2\, Fo\, \Psi_1 + \frac{4}{\pi} \sin\gamma \qquad (27)$$

$$\frac{d\Omega_1}{d\tau} = -\pi\, Re\, \Psi_1 - \pi^2\, Fo\, \Omega_1 + \frac{4}{\pi} \cos\gamma$$

were Ψ_1 and Ω_1 are the coefficients of the sinus and cosinus of the first mode. In particular, the case with Fo = 0 is considered in this paper.

To check for the effect on the stability boundary of the choice of flow regime transition criteria, three different laws for the Fanning factor have been used. In particular, the laws adopted are:

1. the Blasius law

$$f'(Re) = \frac{0.079}{Re^{0.25}} \qquad (28)$$

2. a law with smooth transition between laminar and turbulent flow

$$f'(Re) = \sqrt{f'^2_{lam} + f'^2_{turb}} \qquad (29)$$

with

$$f'_{lam} = \frac{16}{Re} \qquad f'_{turb} = \frac{0.079}{Re^{0.25}} \qquad (30)$$

3. the formulation by Churchill [12], with an ε/D ratio of 0.0001

The different relationships are reported in Figure 2.

The linear stability analysis of the system in Eqs. (27) for the positive flow steady-state conditions, identified by the relationship

$$\frac{2\,Gr}{\pi^2} \cos\gamma = \frac{L}{D} f'(Re^{ss})\, Re^{ss\,2}\, |Re^{ss}| \qquad (31)$$

can be easily performed by the usual linearization

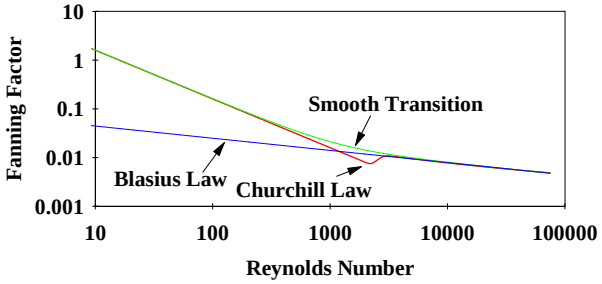


Figure 2 - Different friction laws adopted for the toroidal loop

techniques. In this work, stability maps have been obtained mapping the real part of the eigenvalue of the linearized ODE system having maximum norm, z_r. This quantity measures the degree of amplification or damping of perturbations and is used to define the conditions for neutral stability ($z_r = 0$) and the regions of stability ($z_r < 0$) or instability ($z_r > 0$).

The maps in Figures 3 to 5 clearly show the impact of the choice of the friction law on the linear stability boundary. In this connection it must be remarked that the use of a simple power law for the Fanning factor, which is the usual choice in literature on thermosyphon loops, gives a very poor representation of the situation occurring when a realistic law is adopted.

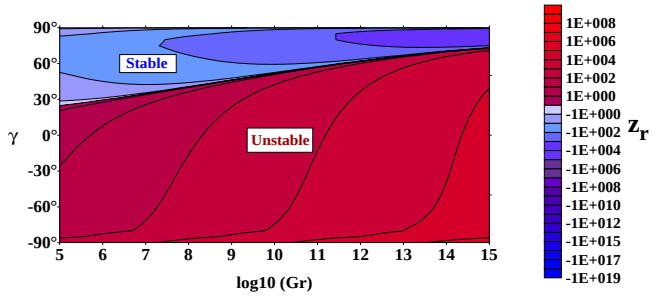


Figure 3 - Modal stability map for the toroidal loop (Blasius law, L/D = 100)

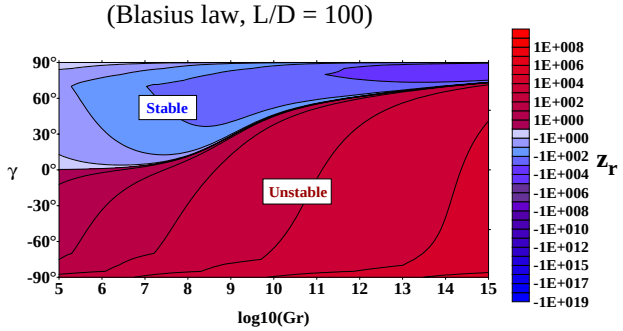


Figure 4 - Modal stability map for the toroidal loop (smooth transition, L/D = 100)

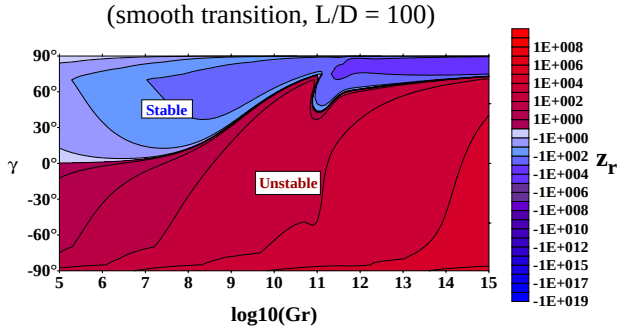


Figure 5 - Modal stability map for the toroidal loop (Churchill formula, ε/D = 0.0001, L/D = 100)

3. METHOD OF ANALYSIS

The technique here adopted for analyzing the linear stability of natural circulation loops starts with the discretization of the governing equations by a suitable numerical method. Though applications reported in the present paper will mostly refer to the upwind explicit numerical method (see e.g., Mincowycz, 1988), chosen for its relevance for some thermal-hydraulic system codes, the proposed method of analysis is quite general and has been applied to different first order and second order numerical methods, both explicit and implicit [2].

Time and space discretization of the governing PDEs by the finite difference numerical method results in a system of algebraic equations having the form

$$\underline{F}\,(\underline{y}^{n}, \underline{y}^{n+1}, \Delta\tau, \Delta s, \text{physical parameters}) = 0 \qquad (32)$$

which relates the values of the vector of unknowns, $\underline{y}$, at the times τ^n and τ^{n+1}, grid parameters and physical parameters. To get information about stability of steady-state conditions as predicted by the numerical method, this equation can be linearized by perturbing the vector $\underline{y}$ around steady-state conditions

$$\underline{y}^{n} = \underline{y}^{s} + (\delta\underline{y})^{n} \qquad \underline{y}^{n+1} = \underline{y}^{s} + (\delta\underline{y})^{n+1} \qquad (33)$$

where $\underline{y}^{s}$ represents the steady-state value of $\underline{y}$ and is a solution of the equation:

$$\underline{F}\,(\underline{y}^{n} = \underline{y}^{s}, \underline{y}^{n+1} = \underline{y}^{s}, \Delta\tau, \Delta s, \text{physical parameters}) = 0 \qquad (34)$$

As in classical stability analyses, a linearized relationship relating perturbations at the two different time levels is reached

$$(\delta\underline{y})^{n+1} = -\,(\underline{\underline{J}}^{s}_{y^{n+1}})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}^{s}_{y^{n}} \cdot (\delta\underline{y})^{n} \qquad (35)$$

where the Jacobian matrices of $\underline{F}$ with respect to $\underline{y}^{n}$ and $\underline{y}^{n+1}$ calculated at steady-state conditions appear.

It is clear from the above that assuming an exponential amplification or damping of perturbations

$$(\delta\underline{y})^{n+1} = e^{z\Delta\tau}\,(\delta\underline{y})^{n} \qquad (36)$$

stability can be discussed considering the eigenvalues of the matrix

$$\underline{\underline{A}} = -\,(\underline{\underline{J}}^{s}_{y^{n+1}})^{-1} \cdot \underline{\underline{J}}^{s}_{y^{n}} \qquad (37)$$

where the inverse of the jacobian with respect to $\underline{y}^{n+1}$ always exist for any meaningful numerical method. Considering the spectral radius of $\underline{\underline{A}}$, $\rho(\underline{\underline{A}})$, the quantities

$$\Delta\rho = \rho(\underline{\underline{A}}) - 1 \qquad \text{and} \qquad z_r = \max_i \left(\mathrm{Re}(z_i)\right) = \frac{\ln\left(\rho(\underline{\underline{A}})\right)}{\Delta\tau} \qquad (38)$$

are then defined, which are negative for stable conditions and positive for unstable ones. They can be used as a measure of the margin in excess to neutral stability and are related to the predicted degree of amplification or damping of perturbations. The latter with respect to $\Delta\rho$ has the advantage that its range does not depend directly on the time step adopted in the numerical solution and can be compared with the eigenvalues of ODE systems representing the considered physical problem obtained by other techniques (see Sect. 2).

Both quantities are anyway useful to set up quantitative stability maps, showing the location of the stability boundary

and the different degrees of amplification or damping of the numerical solution. Examples of such maps are provided in this paper

A characteristics which makes the present methodology useful in numerical study of fluid dynamic instabilities is that the effect of truncation error on linear stability can be quantitatively assessed for different discretizations and numerical methods, thus providing a guidance for choosing the optimum noding and time step in transient analyses.

On the other hand, the unstable conditions identified by the methodology may have both physical and numerical origin; therefore, care must be taken in discriminating between them in the obtained linear stability maps.

4. RESULTS

The governing equations for Welander's problem have been discretized adopting four different numerical schemes and stability was studied by the methodology discussed in Sect. 3. In particular, the following schemes have been considered (see e.g., [13]):

- the first order upwind explicit scheme (Forward Time Upwind Space = FTUS);
- the first order upwind implicit scheme (Implicit Time Upwind Space = ITUS);
- the second order MacCormack scheme;
- the second order upwind explicit scheme (Warming-Beam).

As an example, the discretized forms of the energy and momentum equations adopted for the first order upwind explicit scheme are the following:

- $q \geq 0$

$$\theta_i^{n+1} = (1 - C)\,\theta_i^n + C\,\theta_{i-1}^n \qquad (i=2, \ldots, N-1)$$

$$\theta_N^{n+1} = \left(1 - C - \frac{\Delta\tau}{\Delta s} F_{nod}(q^n)\right)\theta_N^n + C\,\theta_{N-1}^n - \frac{\Delta\tau}{\Delta s} F_{nod}(q^n) \qquad (39)$$

$$\theta_1^{n+1} = -\,\theta_N^{n+1}$$

- $q < 0$

$$\theta_i^{n+1} = (1 + C)\,\theta_i^n - C\,\theta_{i+1}^n \qquad (i=2, \ldots, N-1)$$

$$\theta_1^{n+1} = \left(1 + C - \frac{\Delta\tau}{\Delta s} F_{nod}(q^n)\right)\theta_1^n - C\,\theta_2^n + \frac{\Delta\tau}{\Delta s} F_{nod}(q^n) \qquad (40)$$

$$\theta_N^{n+1} = -\,\theta_1^{n+1}$$

$$q^{n+1} = q^n + \left(\frac{\alpha}{N-1} \sum_{i=1}^{N-1} \frac{\theta_i^n + \theta_{i+1}^n}{2} - \varepsilon\,(q^n)^{\xi} \right)\Delta\tau \qquad (41)$$

where

$$C = \frac{q^n\,\Delta\tau}{\Delta s} \qquad \Delta s = \frac{1}{N-1} \qquad (42)$$

Figure 6 reports sample stability maps obtained by the application of the above numerical methods. As expected, the first order upwind explicit method is found to be much less diffusive than the implicit upwind one; this is clearly shown in the figure by the comparison of the maps obtained by the two methods with a same time step and using the same number of nodes. The theoretical stablity boundary reported in the figures was obtained by a truncated modal solution and was found to be coincident with the neutral stability line obtained by classical means.

On the other hand, second order accurate methods provide a better performance in predicting stability than first order ones. As it can be noted in Figure 6, even with only ten nodes and with a ten times lower time-step they are anyway able to approximate with relatively high fidelity the actual stability boundary. These results suggest that second order terms appearing in truncation error of first order methods have the greatest impact on numerical diffusion. This conclusion has been independently confirmed by the stability analysis of the mentioned modal solution in which a second order term equivalent to the one brought about by discretization through the FTUS method was purposely added [2].

For the rectangular loop, theoretical stability maps have been presented by Vijayan and Austregesilo [6] characterized by a bell shaped neutral stability line in the plane Gr_m-St_m. Similar stability maps were obtained by linearization of a first order uwpind explicit numerical method applied to the energy equation with the usual Euler explicit integration scheme for the momentum equation. The values of the dimensionless parameters adopted in obtaining the maps are the following:

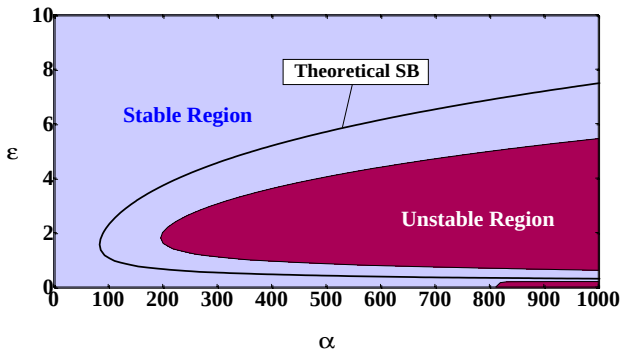
$$D/L = 9.25\times10^{-4} \qquad \Delta\tau = 10^{-3}$$
$$p = 22.26 \qquad b = 0.6744 \qquad (43)$$
$$V/V_{heater} = 8.1 \qquad \phi = 3$$

The results are reported in Figure 7 in the form of quantitative stability maps based on $\Delta\rho$. Various numbers of nodes have been used in the legs and in the heater and cooler to point out the effect of spatial discretization on the shape and the extension of the unstable area.

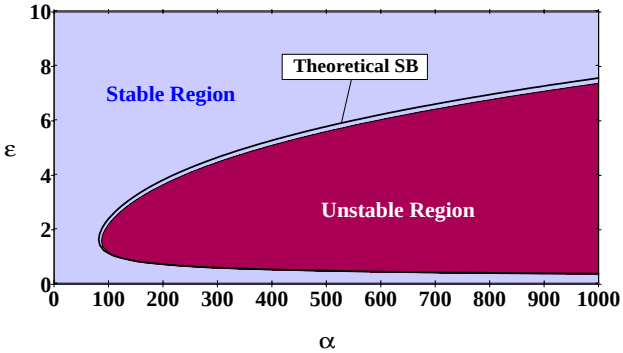
It can be noted that with only 40 nodes in the whole loop (10 in each leg and 10 in both heater and cooler) prediction of instability conditions is very poor compared with the solutions obtained with greater number of nodes. In fact, increasing the number of nodes in the legs, larger and larger unstable areas are found in the considered parameter space.

The effect of discretization in the heater and the cooler appears less relevant than that in the legs as it can be noted comparing the maps with 50 nodes in the legs and 10 and 30 nodes, respectively, in both heater and cooler. This result might be explained arguing that the pipes connecting the heater and the cooler have a dominant role in determining the timing for amplification of thermal perturbations which lead to instability and the greatest care should be put in their discretization.

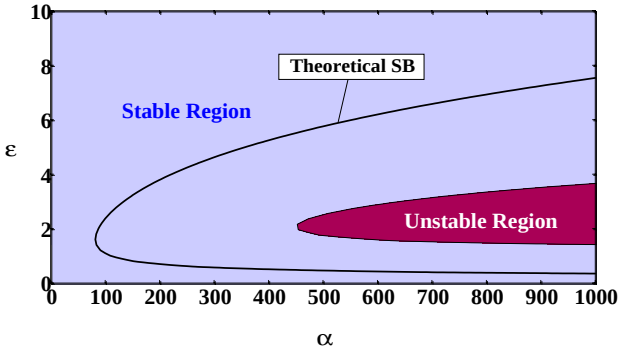
Also in the case of the toroidal loop a first order upwind explicit method has been used to set up stability maps. In this case, z_r was preferred to allow for direct comparison with the maps obtained by the modal solution. Figure 8 reports the obtained maps showing the modifications which the stability boundary undergoes due to numerical diffusion.



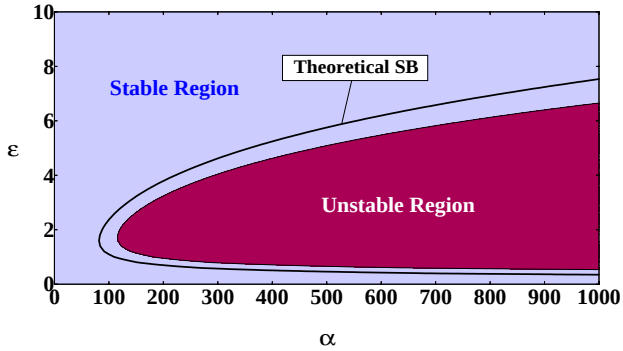
FTUS with 50 nodes and $\Delta\tau = 10^{-3}$



MacCormack with 10 nodes and $\Delta\tau = 10^{-4}$

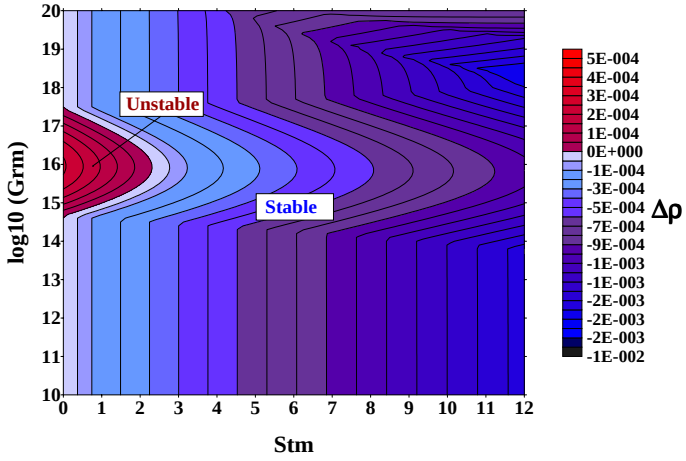


ITUS with 50 nodes and $\Delta\tau = 10^{-3}$

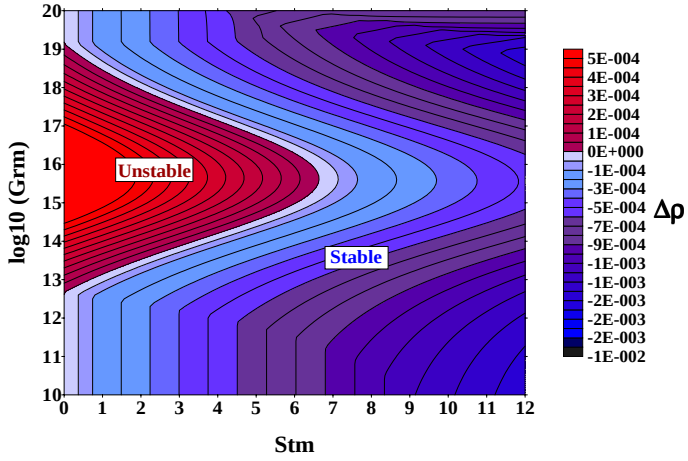


Warming-Beam with 10 nodes and $\Delta\tau = 10^{-4}$

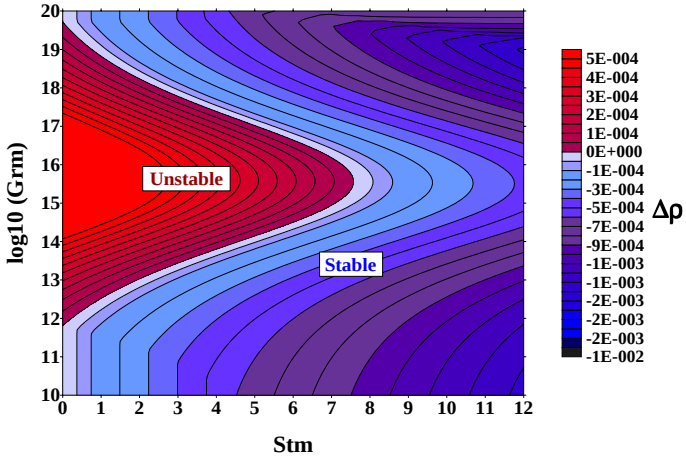
Figure 6 - Welander's Problem: stability maps for first order and second order numerical schemes ($\nu = 1.75$)



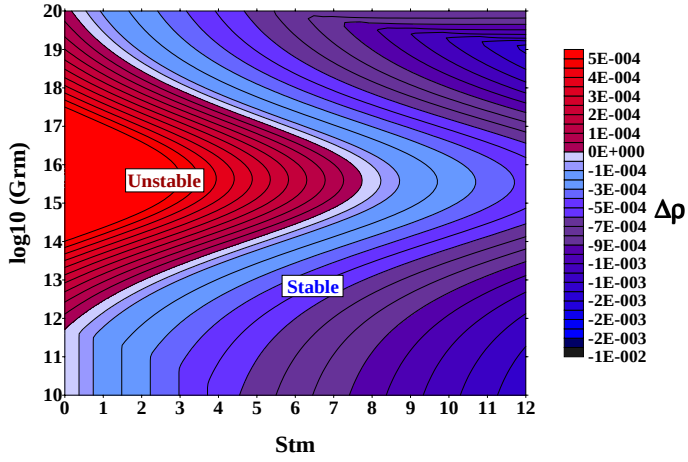
10 nodes in each leg, 10 nodes in heater and cooler



30 nodes in each leg, 10 nodes in heater and cooler



50 nodes in each leg, 10 nodes in heater and cooler



50 nodes in each leg, 30 nodes in heater and cooler

Figure 7 - Rectangular loop: quantitative stability maps obtained with a first order upwind explicit method ($D/L = 9.25 \times 10^{-4}$, $\Delta\tau = 10^{-3}$, $p = 22.26$, $b = 0.6744$, $V/V_{heater} = 8.1$, $\phi = 3$)

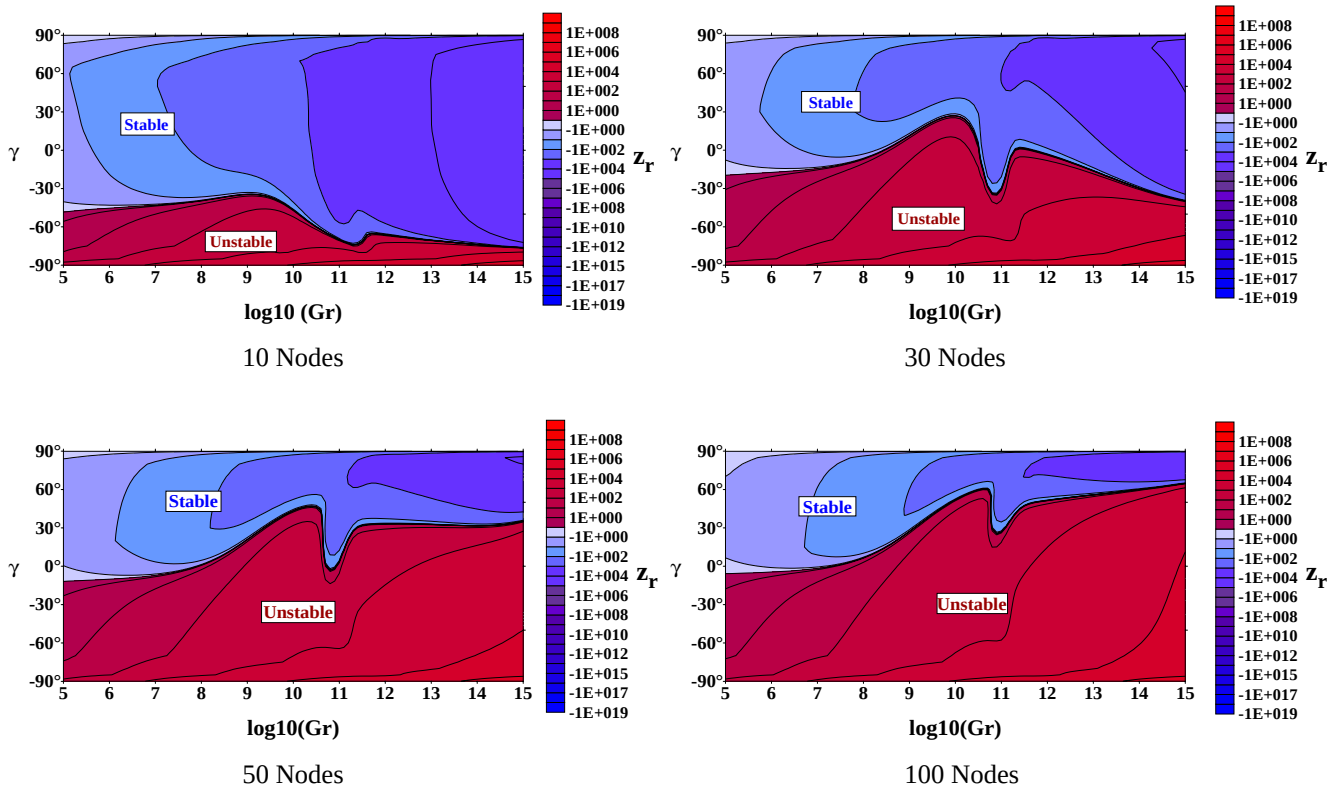


Figure 8 - Toroidal loop: quantitative stability maps obtained with a first order upwind explicit method (Churchill law, ε/D = 0.0001, L/D = 100, $\Delta\tau = 10^{-7}$)

5. CONCLUSIONS

In the present work, stability maps were set up for three different single-phase thermosyphon loops making use of finite difference numerical schemes. Though the presented sample applications are related to systems which may be considered idealized from many respects, it is clearly understood that more complex systems could be addressed with a reasonable effort.

In selecting the configuration of the three loops attention was paid in choosing boundary conditions representative of the whole range of systems considered in literature. So, temperature controlled heat transfer, heat flux controlled heat transfer and mixed boundary conditions were assumed.

In the cases of Welander's problem and of the rectangular loop with mixed boundary conditions, the form of dimensionless governing equation was taken from previous literature. For the toroidal loop, it was preferred to propose dimensionless equations including the Reynolds number as flow variable. This form, which is fairly general and could have been used even in the case of the other thermosyphon loops, has the advantage that transition between laminar and turbulent flow is easily obtained, making use of a traditional formulation for friction factors.

The obtained results clearly show the effect of truncation error on stability prediction: greater stability than in reality is generally predicted when a coarse nodalization is used. As observed for Welander's problem, 2nd order methods provide a reasonable representation of the conditions for stability with a much smaller number of nodes than 1st order ones. Moreover, explicit numerical methods must be also preferred since they show smaller diffusion than implicit ones.

It must be remarked that convergence of the obtained numerical stability maps to the theoretical ones is always possible increasing the spatial discretization detail or using higher order methods [2]. In this respect, it can be noted that the adopted methodology allows a direct control of truncation error effects and may be used as a guidance for judging reliability of nonlinear transient calculations performed making use of the same numerical method.

Finally, it must be observed that linear stability analysis is only the first step in studying stability conditions in single-phase loops. In practical applications, nonlinearities play an important role in defining the actual conditions for stability, since finite perturbations may lead the system into instability, though it is linearly stable, due to the presence of subcritical bifurcations. A certain degree of spreading in stability boundaries has been is in fact observed during experiments [14] and can be experienced also by nonlinear calculations close to the linear stability boundary, as a consequence of the differences in initial conditions. Some degree of conservativism must be therefore considered in making use of linear stability analysis results.

NOMENCLATURE

Roman Letters

A	Area	[m^2]
$\underline{\underline{A}}$	Matrix	
a, b	Coefficients of the friction law	
C	Courant number	
C_p	Specific heat at constant pressure	[J/(kg K)]
D	Diameter	[m]
$\underline{F}$	Vector equation expressing a numerical scheme	
Fo	Fourier number	
$F_{nod}(q)$	Source-sink heat transfer multiplier	
f'	Fanning factor	
g	Gravity	[m^2/s]
Gr	Grashof number	
H	Heigth	[m]
h	Heat transfer coefficient	[W/(m^2K)]
$\underline{\underline{J}}$	Jacobian matrix	
k	Heat Conduction	[W/(m K)]
L	Loop length	
N	Number of nodes	
N	Order of the algebraic system	
P	Power	[W]
Pr	Prandtl number	
p	Fanning factor coefficient	
Q	Volumetric flow rate	[m^3/s]
q	Dimensionless volumetric flow rate	
q"	Heat flux	[W/(m^2K)]
R	Friction parameter (from Welander)	[1/s]
Re	Reynolds number based on pipe diameter	[-]
S	Axial coordinate along the loop	[m]
St	Stanton number	
T	Fluid temperature	[K]
t	Time	[s]
U_i	Heat conductance in the cooler	
V	Loop volume	[m^3]
W	Mass flow rate	[kg/s]
$\underline{y}$	General vector of unknowns	
Z	Height coordinate	[m]
z	Eigenvalue or dimensionless height coordinate	

Greek Letters

α	Buoyancy parameter in dimensionless momentum equation	[-]
β	Isobaric expansion coefficient	[K^{-1}]
γ	Angle of asymmetry in toroidal loop	
ε	Friction parameter in dimensionless momentum equation (Welander's problem)	
θ	Dimensionless temperature	[-]
θ_s	Dimensionless fluid temp. in the source	
κ	Variable group in Welander's problem	
λ	Eigenvalue	
μ	Fluid-dynamic viscosity	[kg/(ms)]
ξ	Exponent of q in dimensionless momentum equation (Welander's problem)	
Π	Perimeter	[m]
ρ	Fluid density	[kg/m^3]
$\rho(\underline{\underline{A}})$	Spectral radius	
t	Dimensionless time	[s]
ϕ	Ratio of loop volume on leg volume	
Ψ_1	Coefficient of sinus 1st term in modal expansion	
Ω_1	Coefficient of cosinus 1st term in modal expansion	
ω	Ratio of actual to steady-state flow rate	

Subscripts

cooler	cooler
heater	heater
lam	laminar
leg	leg
m	modified
max	maximum value
r	real
ss	steady-state
turb	turbulent
w	wall
Wel	Welander
y^n, y^{n+1}	related to the corresponding vectors
0	reference or initial value

Superscripts

n	Value at time level n
n+1	Value at time level n+1
s	Steady-state value
*	Dimensionless value

Abbreviations

FTUS	Forward Time Upwind Space
ITUS	Implicit Time Upwind Space
ODE	Ordinary Differential Equation
PDE	Partial Differential Equation
SB	Stability Boundary

REFERENCES

[1] P. WELANDER, 1967 - On the oscillatory instability of a differentially heated fluid loop, *J. Fluid Mech.* (1967), vol. 29, part. 1, pp. 17-30

[2] W. AMBROSINI AND J.C. FERRERI, 1997 - The effect of truncation error on numerical predictions of stability boundaries in a natural circulation single-phase loop, To be published, June 1997

[3] R. GREIF, 1988 - Natural Circulation Loops, J. Heat Transfer, Transaction of the ASME, Vol. 110, November 1988, pp. 1243-1258

[4] J.C. FERRERI, W. AMBROSINI, F. D'AURIA, 1995 - On the convergence of RELAP5 calculations in a Single-Phase Natural Circulation Test Problem, X Encontro de Fisica de Reatores e Termo-hidràulica (ENFIR), Aguas de Lindoia - SP, Brazil, August 7-11, 1995

[5] M. MISALE AND L. TAGLIAFICO, 1987 - The transient and stability behaviour of single-phase natural circulation loops, *Heat and Technology*, Vol. 5, No. 1-2, 1987

[6] P.K VIJAYAN, H. AUSTREGESILO, 1994 - Scaling laws for single-phase natural circulation loops, *Nuclear Engineering and Design*, 152, (1994), pp. 331-347

[7] P.K. VIJAYAN, H. AUSTREGESILO, V. TESCHENDORFF, 1995 - Simulation of the unstable behavior of single-phase natural circulation with repetitive flow reversals in a rectangular loop using the computer code ATHLET, *Nuclear Engineering and Design*, 155, (1995), pp. 623-641

[8] J.E. HART, 1984 - A new analysis of the closed loop thermosyphon, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 27, No. 1, pp. 125-136, 1984

[9] J.E. HART, 1985 - A note on the loop thermosyphon with mixed boundary conditions, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 28, No. 5, pp. 939-947, 1985

[10] M. SEN, E. RAMOS AND C. TREVIÑO, 1985 - The toroidal thermosyphon with known heat flux, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 28, No. 1, pp. 219-233, 1985

[11] H.F. CREVELING, J.F. DE PAZ, J.Y. BALADI AND R.J. SCHOENALS, 1975 - Stability characteristics of a single-phase free convection loop, *J. Fluid Mech.* (1975), vol. 67, part. 1, pp. 65-84

[12] S.W. CHURCHILL, 1977 - Friction equation spans all fluid flow regimes., *Chemical Engng*, 84 (24), 91-2

[13] W.J. MINKOWYCZ, E.M. SPARROW, G.E. SCHNEIDER, R.H. PLETCHER, 1988 - Handbook of Numerical Heat Transfer, John Wiley and Sons, Inc.1988

[14] M. FROGHERI, M. MISALE, F. D'AURIA, 1997 - Experiments in Single-Phase Natural Circulation, To be published

Determinación de radón en agua: comparación de diferentes métodos de medición

Bomben, A.M.; Canoba, A.C. y López, F.O.

Presentado en el IV Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
La Habana, Cuba, 19-23 octubre 1998

DETERMINACIÓN DE RADÓN EN AGUA: COMPARACIÓN DE DIFERENTES MÉTODOS DE MEDICIÓN

Bomben, A.M.; Canoba, A.C. y López, F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El radón constituye la fuente más importante de exposición del hombre a la radiación natural, por lo que resulta necesaria su determinación para estimar los riesgos debidos a su incorporación.

Existen diferentes métodos para medir la concentración de radón en agua con determinados requerimientos y limitaciones. En el presente trabajo, se realiza la descripción y el análisis comparativo de las metodologías más utilizadas.

El método que utiliza celdas de Lucas puede ser usado para la medición instantánea de radón en agua con un límite de detección de 160 a 1400 Bq/m^3, dependiendo del volumen de muestra analizado. El uso de detectores Electret es un método sencillo, de relativo bajo costo con el que se puede alcanzar un límite de detección de 300 Bq/m^3 pero, requiere una exposición de varios días. El método que se basa en una medición por centelleo líquido es automático y se puede alcanzar un límite de detección de 70 Bq/m^3.

El poder implementar las diversas metodologías permite responder adecuadamente a los planes de monitoraje y a los diferentes requerimientos de tiempo y recursos.

INTRODUCCIÓN

Se ha puesto cada vez más de manifiesto que, una parte muy importante de la exposición procedente de las fuentes naturales se debe al ^{222}Rn (normalmente llamado radón) y a sus productos de decaimiento. El radón es un gas fácilmente soluble en agua y desde el momento en que suelos y rocas, que contienen diferentes concentraciones de ^{226}Ra, están en contacto con aguas profundas y superficiales, es común encontrar diferentes concentraciones de radón en aguas potables.

Las dosis de radiación suministradas por el radón contenido en las aguas potables, se deben en parte a la ingestión, pero sobre todo, a la inhalación del radón y sus productos de decaimiento, cuando el gas radón es liberado del agua debido al uso de la misma, y en este caso influyen factores tales como la agitación y el calentamiento.

La concentración de radón en aguas potables puede variar entre prácticamente cero a valores de unos 100 MBq/m^3, dependiendo fundamentalmente si el agua es de origen superficial o de pozo. Altas concentraciones de radón en agua de pozo fueron detectadas por ejemplo en: Canadá (14 MBq/m^3), Finlandia (77 MBq/m^3) y EE. UU. (20 MBq/m^3), generalmente, asociadas a determinaciones de radón en aguas provenientes de pozos profundos perforados en áreas de características graníticas. Valores más bajos de concentración de radón se determinan en aguas provenientes de redes de distribución, y como ejemplo se pueden citar los valores hallados en: Finlandia (25 kBq/m^3), Suecia (38 kBq/m^3) y EE. UU. (4 kBq/m^3)[(1)].

La Agencia de Protección Ambiental de los EE. UU. (EPA) recomienda, para aguas potables, un límite restrictivo en la cantidad de radón disuelto de 11 kBq/m^3 [(2)].

La necesidad de evaluar el cumplimiento de estas recomendaciones a nivel nacional hace que, se requiera de sistemas de medición que cumplan con requisitos tales como: límites de detección apropiados, procesamiento de gran cantidad de muestras, costos limitados y optimización de los recursos.

En este trabajo, se presenta una comparación de diferentes métodos de medición de la concentración de radón en agua con sus ventajas, limitaciones y requerimientos.

MATERIALES Y MÉTODOS

Entre los diferentes métodos que se pueden utilizar para la determinación de la concentración de radón en agua, se pueden considerar:

Método que utiliza celdas de Lucas [3].

Para la medición de radón utilizando las celdas de Lucas, se colocan de 5 a 30 ml de la muestra de agua a analizar en un recipiente de vidrio con cierre tipo frasco de penicilina, que se procede a cerrar y sellar.

Luego, se realiza el desgasado del agua utilizando un sistema estanco. Por un lado, el recipiente conteniendo la muestra se conecta, a través de una manguera, a un tubo de nitrógeno con un manómetro y por el otro extremo, se conecta la muestra a una celda de Lucas, en la que previamente se realizó vacío. Con este sistema, el gas inerte arrastra al radón hacia la cámara de contaje. Luego, se esperan 3 horas, para permitir que se alcance el equilibrio entre el radón y sus productos de decaimiento de período corto.

Las mediciones fueron realizadas en una cámara de contaje alfa Ludlum 2200, por un período de una hora.

Método que utiliza detectores Electret [4].

La medición de radón disuelto en agua mediante el uso de Electrets (detector E-PERM) se basa en colocar un volumen de 67 ml de muestra a analizar en el fondo de un frasco de vidrio de aproximadamente 4 litros. El detector, previamente abierto y medido su voltaje inicial, es suspendido en la fase aérea sobre la muestra de agua. Luego, se procede a cerrar y sellar el frasco.

Para permitir que el radón alcance el equilibrio entre la fase acuosa y aérea, se indica esperar un tiempo mínimo de 2 días y un tiempo óptimo de 5 días. Al finalizar el período de exposición, se abre el frasco y se retira el detector. Entonces, se procede a cerrar el detector y leer el voltaje final.

La concentración promedio de radón en el aire se calcula por el método de cálculo estándar y utilizando este dato, junto con otros parámetros tales como: la relación de volúmenes (aire/agua), el tiempo de espera y el coeficiente de Ostwald; se calcula la concentración de radón disuelto en agua.

Método que utiliza medición por centelleo líquido [5].

La muestra de agua a analizar es directamente inyectada con una jeringa o micropipeta en un vial de centelleo de vidrio borosilicato con bajo contenido de ^{40}K, que contiene 10 ml de solución centelladora con base tolueno. La solución centelladora contiene 0,05 g de POPOP y 0,5 g de PPO, para 1 litro de tolueno. El vial de centelleo es sellado con sellador plástico y se procede a agitar durante 1 minuto. Luego de 3 horas de espera, para permitir que el ^{222}Rn y sus productos de decaimiento de período corto lleguen al equilibrio, se procede a la medición en un contador de centelleo líquido durante 100 minutos.

Las mediciones fueron realizadas en un equipo Packard 2550 TR/AB, en modo estándar y con sistema de discriminación por forma de pulso. Como resultado de la optimización de la técnica,

para obtener alta eficiencia de contaje y bajo fondo, para la medición en modo estándar se ajustó la ventana de medición de 156 a 2000 keV. En el caso de la medición con sistema de discriminación por forma de pulso se ajustó el nivel de discriminación en un valor de 114, para minimizar el "spill-over" y la ventana de medición fue de 300 a 600 keV, para medir solamente las contribuciones debidas a ^{222}Rn y ^{218}Po (Figura 1).

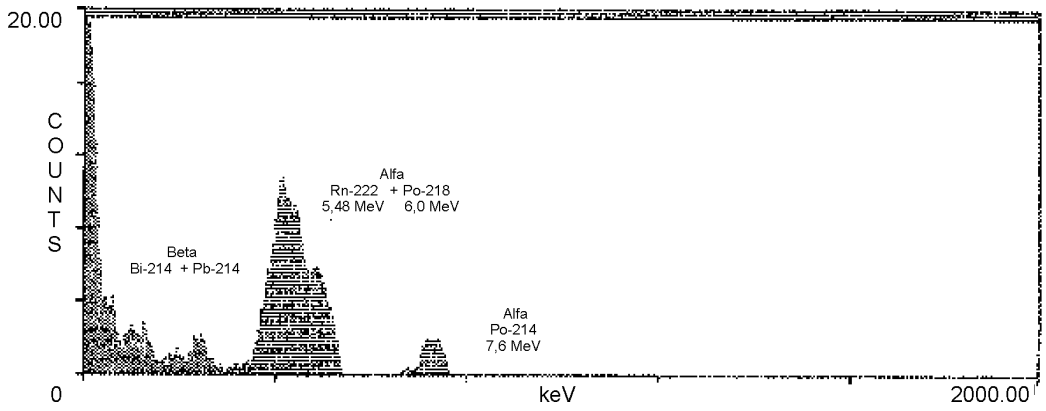


Figura 1. Espectro de una muestra de agua conteniendo ^{222}Rn, medida por centelleo líquido con sistema de discriminación por forma de pulso.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Cuando se comparan los diferentes métodos propuestos para la determinación de la concentración de radón en agua, algunos de los aspectos a considerar son: límite de detección que se puede alcanzar, precisión de las mediciones, rango de concentración que se puede medir y volumen máximo de muestra que acepta el sistema o el volumen óptimo que requiere. También, se deben considerar los tiempos involucrados en el procesamiento, los requeridos para alcanzar el equilibrio y los tiempos de medición (Tabla 1).

Tabla 1. Comparación de los diferentes métodos de medición de la concentración de radón en agua.

Método	LD[(6)] Bq/m^3	Precisión %	Rango kBq/m^3	Volumen	Tiempo preparación	Tiempo equilibrio	Tiempo medición	Tiempo total
Lucas	1400	2 - 5	s/s #	5 ml	5 min	3 h	1 h.	4 h
Electret	300	4 - 11	< 130	67 ml	15 min	2 - 5 días	1 min	2 - 5 d
C.L estándar	450	2 - 5	s/s #	< 10 ml	1 min	3 h	1,7 h	4,7 h
C.L DFP*	70	2 - 5	s/s #	< 10 ml	1 min	3 h	1,7 h	4,7 h

* Centelleo líquido con sistema de discriminación por forma de pulso.
Rango de medición: sin límite superior de saturación.

La necesidad de contar con bajos límites de detección se hace manifiesta cuando se realizan mediciones a nivel nacional y no solamente un estudio de aceptación de aguas potables, para determinar si cumplen con las recomendaciones. Estos bajos límites de detección son imprescindibles cuando se analizan muestras en países en los cuales, por sus características geológicas, las concentraciones de radón en aguas son muy bajas o cuando las muestras son recolectadas en lugares muy distantes de los laboratorios de medición, por lo que pueden pasar varios períodos hasta que son medidas.

Se requiere alcanzar un bajo límite de detección procesando un volumen de agua lo más pequeño posible, ya que muchas veces se dispone de volúmenes limitados de muestra. Esto ocurre, sobre todo, cuando se lleva a cabo la recolección de una gran cantidad de muestras en lugares distantes a los centros de medición, tornándose dificultoso el traslado de las muestras si son de gran volumen.

Si se necesita mejorar los límites de detección, el método de Lucas, considerado de referencia para la medición de radón en aire, permite, si hay disponibilidad de muestra, aumentar los volúmenes que son procesados. Es así que, el límite de detección de 1400 Bq/m^3 que se alcanza al utilizar 5 ml de agua, puede ser mejorado notablemente cuando se utilizan 30 ml de muestra. Cuando se calibró la técnica en estas condiciones, se alcanzó un límite de detección de 160 Bq/m^3, para 2 horas de medición.

Al Utilizar el método de medición por centelleo líquido, el máximo volumen de agua que se puede procesar es de 10 ml, ya que para la relación de volumen 1:1 (muestra:solución centelladora) se observó la máxima eficiencia de contaje.

El método que utiliza Electret necesita un volumen mínimo de 67 ml pero, el recipiente donde se lleva a cabo el equilibrio es de alrededor de 4 litros. Esto hace que, se deba disponer en el laboratorio de una importante superficie de trabajo dedicada a la técnica, si se deben procesar simultáneamente gran cantidad de muestras. El método que utiliza el Electret necesita alcanzar el equilibrio entre el radón disuelto en el agua y el aire, y el equilibrio dentro del dispositivo de medición, para lo que se requieren de 2 a 5 días (Tabla 1).

Mientras que, el método que utiliza celdas de Lucas y la medición por centelleo líquido miden la concentración de radón en forma instantánea, requiriendo solamente alcanzar el equilibrio entre el ^{222}Rn y sus productos de decaimiento de período corto. Otra ventaja de estos sistemas de medición es que permiten realizar mediciones sin límite superior de saturación y con una precisión mejor que la que se obtiene cuando se utilizan Electrets.

Las técnicas de medición de la concentración de radón en agua requieren, para su implementación, de un equipamiento básico de medición y materiales de insumo. La comparación de los costos involucrados se observa en la Tabla 2.

Considerando los costos por muestra, el método de medición por centelleo líquido es conveniente, si se puede contar con un equipamiento de base que es costoso, pero que puede ser utilizado para la medición de otros radionucleidos. El método que utiliza Electret es de bajo costo, pero los insumos deben ser renovados luego de alrededor de 20 determinaciones, dependiendo de las concentraciones de radón a las que fueron expuestos los dispositivos. El método que utiliza celdas de Lucas es de precio conveniente pero, para lograr la precisión requerida debe ser realizado por personal especialmente entrenado.

Tabla 2. Comparación de los diferentes métodos de medición de la concentración de radón en agua.

Método	Costo equipamiento	Costo insumos #	grado de dificultad		Tipo de medición
			calibración	procesamiento	
Lucas	3.000 US$	0,5 US$	alto	alto	manual
Electret	5.000 US$	2 US$	medio	bajo	manual
C.L estándar	35.000 US $	1 US $	bajo	bajo	automática
C.L DFP*	50.000 US $	1 US $	bajo	bajo	automática

* Centelleo líquido con sistema de discriminación por forma de pulso.
Costo por muestra

Otro parámetro a tener en cuenta para la determinación de la concentración de radón en agua es la especificidad en la medición. Los métodos que utilizan celdas de Lucas y Electrets son muy específicos, ya que el gas radón es el único que entra en contacto con el sistema de medi-

ción, mientras que, en el método de medición por centelleo líquido la presencia de otros alfa emisores podrían interferir en la medición, como sería en el caso del análisis de aguas conteniendo altas concentraciones de ^{226}Ra.

Una ventaja que presenta el método de medición por centelleo líquido, frente al resto de los métodos considerados, es la automatización de las mediciones, que es de fundamental importancia cuando se procesa una gran cantidad de muestras. Además, este método presenta un grado de dificultad mínimo en la preparación de las muestras y en la calibración del sistema.

El poder contar con las diferentes metodologías, implementadas y calibradas, hace posible cubrir un amplio rango de concentraciones en las determinaciones de radón en aguas y además, responder en forma adecuada a los diferentes requerimientos de tiempo y recursos.

REFERENCIAS

1. UNSCEAR La Radiación Ionizante: Fuentes, y Efectos Biológicos. Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las Radiaciones Atómicas. Informe a la Asamblea General y Anexos, Naciones Unidas, Nueva York (1982).

2. EPA. US Environmental Protection Agency. EPA 40 CFR, Parts 141 and 142; Fed. Register Vol 56 N° 1, 33050-33127 (1991).

3. Lucas, H.F. Improved Low Level Alpha Scintillation Counter for Radon. Rev. Sci. Inst. Vol 28, 680-683 (1957).

4. Kotrappa, P.; Jestre, W.A. Electret Ion Chamber Radon Monitors Measure Dissolved ^{333}Rn in Water. Health Phys. Vol 64, N° 4, 397-405 (1993).

5. Prichard, H.M.; Gesell, T.F. Rapid Mesurements of ^{222}Rn Concentrations in Water with a Commercial Liquid Scintillation Counter. Health Phys. Vol 33, 577-581 (1977).

6. Summerling, T.; Darby, S. Statistical Aspects of the Interpretation of Counting Experiments Designed to Detect Low Levels of Radioactivity. NRPB-R113 (Harwell: NRPB) (1981).

Modeling of Coolant Channel of CNA I for Evaluation of Accidental Transients Using ICARE2 Code

Marino, E.J.L.

Presentado en el Congreso de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN).
Buenos Aires, Argentina, 9-11 diciembre 1998

MODELING OF COOLANT CHANNEL OF CNA I[1] FOR EVALUATION OF ACCIDENTAL TRANSIENTS USING ICARE2 CODE[2]

Marino, E.J.L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

The ICARE2 computer code, developed and validated since 1988 at the IPSN[3] of the French CEA[4], calculates in a mechanistic way the physical and chemical phenomena involved in the core degradation process during possible severe accidents in LWR's.

Using the input data definition language of ICARE2 V2 mod2.3 [1] code, the fuel element and coolant channel assembly of CNAI type was described. This input data description was utilized to analyze the system behavior during a hypothetical accidental transient at CNAI.

The thermohydraulic data of the accidental transient analyzed indicate that the uncovering of the fuel element active zone begins four hours after the start of the accident, if there are not control actions [2] [3].

It was analyzed the sequence of system degradation under these conditions and from the beginning of the active zone uncovering up to total uncovering of the active zone. The other analyzed scenario is the partial uncovering up to 1/3 of the active zone. In both cases the thermal evolution of the components, the chemical reactions in the system materials, the zircaloy oxidation, hydrogen production, the release of fission products coming from the gap between the fuel and the cladding, the material relocated and the sequence of system degradation were determined.

In the first case was observed fission product release from the gap due to cladding rupture from 2.25 10^4 s of calculation.

At 2.3 10^4 s the temperatures in the upper part, ~1300 K, present a localized increment because of the start of zircaloy oxidation of claddings.

It was observed instantaneous hydrogen production accompanying the energy generation in the zircaloy oxidation with 13 kW as maximum contribution at 2.35 10^4 s.

In the second case was observed fission product release from the gap due to cladding rupture from 2.05 10^4 s (2.0 10^3 s earlier than in the other).

The hydrogen production confirms the start of fast Zr oxidation from 2.0 10^4 s (3000 s before than the previous case). The instantaneous hydrogen production and energy contribution came up to 60 kW at 2.2 10^4 s (4.5 times greater than in the first analyzed transient).

[1] CNA I: Central Nuclear Atucha I, Argentina.
[2] This work was made in the context of the software agreement between IPSN And ARN for utilization of computer codes intended to studies of severe accidents.
[3] IPSN: Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, France.
[4] CEA: Commisariat a l´Energie Atomique, France.

INTRODUCTION

This work was made in the context of the agreement between IPSN, France, and ARN, Argentina, for the utilization of ICARE2 code for evaluation of severe accidents.

In the present work, the evolution of fuel element and coolant channel system was analyzed at a hypothetical accidental scenario in the CNAI [2] [3].

In order to simulate such scenario, fuel element and coolant channel system of CNAI type has to be described using ICARE2 V2 mod2.3 code [1].

The thermohydraulic boundary conditions at the moderator, as well as the cooling flow conditions, input temperature, system pressure and residual power, are considered to describe the system behavior during the transient. They were determined through a previous calculation with RELAP5/MOD 3.2 code, using a representative nodalization of the primary and moderator reactor systems [3]. This representation considers the reactor core as divided in four radial zones. The data utilized for the ICARE2 evaluation are those corresponding to a representative channel of the central zone.

The purpose of this work is to determine the degradation produced in the fuel element and cooling channel system, at the end of the transient.

DESCRIPTION OF THE ACCIDENTAL TRANSIENT

The CNAI central is a reactor of 1170 thermal MW, generated by natural uranium and using D_2O as moderator and coolant. The primary coolant circuit is formed by two independent loops, each one with a steam generator and impelling centrifugal pump of 11.750 m^3/h. This system operates at a temperature of 305°C at the reactor outlet and 272°C at the steam generators outlet. The primary circuit flow circulates being across 253 cooling channels of the reactor.

The moderator runs along two independent loops system with heat exchangers and pumps in each one of them, the average operating temperature of this system being 195°C.

Both systems, primary and moderator, are at the same pressure of 115 kg/cm^2, considered at the reactor output in the primary circuit. The pressurizer, in one of the primary system circuit, allows the pressure control during expansion and contraction of cooling circuit inventory, and works with a system of showers and heaters to regulate these variations. Also there is a valve system unloading toward an auxiliary recuperation tank.

Additionally the primary-moderator system relies on a volume control and purification system, which increases extraction in case of expansion of the inventory.

Besides of the normal feeding water system for showers, which is carried out from the cold branch of the primary circuit, there exists a system of cold and hot showers with a temperature less than normal one, whose flow is provided by the system of volume control and purification of the reactor.

The operation of the valves that control this the inlet flow are required in determined transients that were foreseen in the reactor design, as a way of avoiding the action of the primary circuit safety valve during a pressure rising in the system, or to quickly lead the system to a low pressure because of some tube breaking in the steam generators.

The transient utilized with ICARE2 is that generated by the spontaneous or spurious opening of the interconnection valve between the cold shower in the pressurizer and the reactor volume control system [2] [3]. The introduced flow is 6.2 kg/s at 50°C, remaining the system in normal operation at full power.

Accidental sequence up to the considered scenario

The results obtained with RELAP5/MOD 3.2 [3], after the opening of the cold auxiliary shower were analyzed until the first 1.5 10^4 s, without considering recuperation, and it indicates pressure decrease at the pressurizer, fig. 1. This reduction produces the stop of reactor protection due to low pressure, less than 106 atm, with latter stop of cooling system main pumps. Also, it produces stop of turbine with commutation to the bypass line, carrying the steam directly to the condenser system, remaining as mechanism of extraction of the exceeding thermal power, the natural flow from the reactor channels toward the steam generators and the heat removal by means of its secondary system.

The described state is kept up to reach the conditions to switch to cooling by means of the heat exchanger of the moderator system and through the extraction chain, which ends at the heat sink of the plant.

The residual power, produced in the core during the transient evolution, and after the shutdown due to low pressure, is shown in fig. 2.

The temperatures at primary system and at moderator system tend to be equal, ~240°C, and together with depressing, they indicate that saturation conditions are reached at the primary system at 10^3 s from the beginning of transient.

The temperature evolution at the moderator system indicates its initial expansion up to reach equilibrium with the primary system.

In the pressurizer a quick initial decrease of the level can be observed because of the power falling down effect followed by a recuperation or level increase due to the compensation generated by the moderator expansion and the auxiliary shower action.

Owing to this increase of level in the pressurizer, the control volume system tends to compensate the expansion with an extraction higher than the contribution coming from the auxiliary valve. This happens from the filling of the pressurizer until the end of calculation. The result is an inventory loss from the system, 3 kg/s.

Because of this loss, together with the presence of steam, the cooling system is left quashed at 10^4 s. In these conditions, the cooling of the core is kept by ascendant convective flows in the central channels and descendent flows in the external zone, producing steam condensation in the cold zones of the primary circuit. Also, the condensed flow comes back toward the core. The flows, in the three central zones of the core, are shown in figs. 3 to 5.

The temperature at channel outlet in the central region is slightly increased after the cooling capacity of the moderator system has ended.

The pressure at the channel outlet presents the same diminution registered at the primary system.

This scenario allows to set the plant conditions at 1.5 10^4 s, in order to continue the analysis of such transient with ICARE2 code.

INPUT DATA PREPARATION

An ICARE2 representation extending the calculation for the channel and fuel element system was developed based on a previous work devoted to evaluate accidental transients at a CNAI fuel element [4].

The present work has incorporated the geometric and material characteristics, and needed data, corresponding to fuel element and channel of CNAI [5] [6].

To model the fuel element, four radial zones were considered, corresponding to the different radius in which fuel rods are arranged concentrically. Each zone corresponds to a set of different type of component with the following sub-components: fuel (UO2, uranium dioxide), cladding (Zr, zircaloy), gas gap (He, helium initially). Besides these 36 components, the supporting tube was considered, situated in the outer ring of the fuel element. Regarding to the zone where it is located, each fuel or cladding were identified FUELi or CLADi, with i=[1,4]. Then a multiplying number affected each rod.

The constructive details of the channel in the active zone, the isolation zircaloy foil, and the gap between them were considered.

The boundary conditions during the transient are set at the border between the foil and the moderator system, and at the inlet and outlet of the channel in the active zone.

The convective and radiative exchanges between the fuel element, the fluid in channel and the channel internal wall, were represented.

It was taken into account the possibility of fuel element degradation, candling and oxidation of the channel wall and foil.

The volume between the wall and the foil was considered as made up of steam. This is a conservative approach, because, at the start of calculation, most of volume is occupied by water from the moderator.

The active length of the fuel element and channel is considered in the calculation. The domain studied is axially divided in 45 meshes representing 11.8 cm length each one.

The ICARE2 representation of the modeled system is shown at the initial instant on figs. 6-7. The first one does not include the supporting tube of bundle and the second includes it. Its allows observe the fuel rods, zircaloy claddings, channel wall, and the external foil. Also it is noted the separation between the last two components. The Zr components are enlarged by a 1.5 representation factor, in all the figures.

Transient data used with ICARE2

In the ICARE2 V2 mod2.3 code, the thermohydraulics model allows to simulate the behavior of a gaseous flow (steam + non-condensable), but does not allow to deal with the water phase evolution. It is the reason why some boundary conditions, such as the vaporization mass flow rate and the water level decrease must be extracted from some existing results.

The set of needed data was determined and adapted based on the results of the analysis with RELAP5/MOD 3.2, and the transient requirements to continue the calculation with ICARE2 V2 mod2.3 code. They were considered from 1.5 10^4 s of the previous described transient.

TESTS DEVOTED TO CHECK THE MODELING

Different tests were performed in order to verify the input data approach chosen for both channel and fuel element.

First, it was analyzed the sensitivity to variations of some parameters. For the exchange coefficient of between the moderator and the modeled system, it was confirmed that its diminution produces increment of the fuel element temperature. Based on the available transient data, the value 4.8 10^3 W/m^2 K was considered suitable for the modelization.

It was considered a constant power in the fuel element rods, 5.0 10^4 W. This is the initial value of ICARE2 calculation, during 10^3 s simulation, the cooling conditions being the active zone covered by liquid phase and thermal conditions of saturation.

The obtained system temperatures indicate that the system reaches equilibrium at the values of the thermohydraulic study of the transient. These results were verified for the fuel, clad, channel wall, fluid in channel and foil, all of them at 2.5 m height.

The temperature profile obtained for the fuel components at the central zone, and for fuel and clad at the middle zone, at the end of 10^3 s calculation fig. 8 also indicates system stability in the characteristic values at this transient time.

The reached equilibrium is verified in the analysis of fuel power, total power exchanged by the clads in the bundle, and the power extracted by thermal losses at the model frontier.

ANALYSIS OF THE ACCIDENTAL TRANSIENT USING ICARE2

After the successful checking of the CNAI modeling with ICARE2 based on the thermohydraulic data coming from a transient calculation until 1.5 10^4 s with RELAP5/MOD 3.2, it was decided to continue the ICARE2 calculation up to 2.5 10^4 s.

Two possibilities were considered to estimate consequences. One alternative was to consider the calculation up to uncover 1/3 of the active zone of the fuel element. The other one was to continue calculation considering a progressive core uncovering until full uncovery.

Transient calculation considering uncovery up to 1/3 of the active zone

At 2.5 m height (below the water level) the results indicate that the temperatures of bundle components in the middle zone, and the temperatures of wall and foil do not increase during the transient. There is a slight diminution of the fuel temperature due to decrease of residual power during the transient.

Considering 5.0 m height in the bundle, fig. 9, it is observed the increase of component temperatures during the transient. In this case, the progressive increase of temperatures begins after the uncovery of the analyzed elevation. This happens at 1.65 10^3 s for the bundle components, and at 5.0 10^3 s for the external components, as wall and foil (consistent with the imposed water level evolution). There is a progressive heat-up until 2.2 10^4 s, the temperatures become are higher than 1300 K, and then the zircaloy oxidation becomes significant due to the flowing water steam. From this moment, it is observed a change in temperature profiles because of the energy produced by the oxidation reaction.

At 2.5 m height, the cladding and supporting tube temperatures do not show variations during the transient. But considering 5.0 m height, fig. 10, there are temperature increases for these components starting from 1.65 10^3 s. For the supporting tube, the increase begins after that of the claddings, and with lower temperatures. The change of speed of the temperature increase is verified also toward 2.2 10^4 s of the transient.

For the bundle fuel components, it is obtained a similar temperature evolution at 5.0 m height. The increment begins in 1.65 10^3 s of calculation and the temperatures are about the same obtained for claddings, because of cooling conditions by convective flows in the channel considered for the calculation.

In figs. 11-12 it is observed the evolution of the bundle and fuel channel assembly during the transient. The temperatures do not exceed 600 K until 5.0 10^3 s of the transient, as it is noted in the temperature

profiles obtained for the bundle components. About 10^4 s, it is observed that the water level has reached the foreseen minimum value, and the component temperatures vary between 600 K and 700 K at the upper part of the system.

At 1.5 10^4 s, the temperature heat-up still continues in the dry axial zone (volume corresponding to the steam phase), and the values are about 740 K for the bundle components at the upper part. At each elevation, the temperature of the channel wall is less than within the bundle.

The temperature evolution continues up to 2.2 10^4 s. these thermal behavior produces the beginning of cladding deformation (due to ballooning and creep) as it is observed in the upper part of the bundle components. In the profiles obtained in 2.3 10^4 s, it is observed that the temperatures in the upper part, ~1300 K, present a localized increase because of the start of zircaloy oxidation of claddings.

In 2.4 10^4 s, the results indicate that the temperatures are about 2100 K in the upper part, and the oxidation has extended to all the bundle components up to the channel wall and the foil. Also the UO_2 dissolution by the molten zircaloy and the formation of the molten metallic mixture composed of U, Zr and O, has begun.

At the end of calculation, in 2.5 10^4 s, it is observed other peak of the temperature profiles, ~2700 K, located just above the covered level of the bundle. That happens because there is relocation of the melted mixture, at this moment of the fuel element degradation. The wall and foil are fully relocated for the axial positions higher than 4.0 m. The process will continue until the ZrO_2 fusion at 2960 K and the UO_2 fusion at 3120 K, producing collapse and detachment of the upper parts of the bundle.

The consequences of the analyzed transient are better observed in fig. 13, showing the detailed evolution of the fuel, cladding and gap radius, during the transient, at a fixed height in the upper part of the bundle. The increasing Zr oxidation from 2.0 10^4 s and the propagation of the oxidation front toward the inner part of the cladding is clearly shown by the progress of ZrO and ZrO_2 layers, and then by the melting of the ZrO layer. Moreover, the dislocation of the zirconia layer leads to the disappearance of the cladding towards lower elevations. It can be observed by radius increase. At the end of calculation, the radius diminution due to relocation downward and the material fusion producing the U, Zr and O mixture, are observed too.

It is important to analyze the evolution of the flow cross section, during the transient. At 2.0 10^4 s the normal value is obtained because there are no deformations. At 2.25 10^4 s the decrease begins in the upper zone of the bundle, or else, the blockage increase begins (this is due to a very large cladding deformation).

At the end, fig. 14, there is a reduction near 80% of the nominal value for the flow cross section. This value is important taking into account that the thermohydraulic boundary conditions of the transient are not connected to the ICARE2 calculation. In the present transient, a greater temperature increase is expected because of the flow decrease in the deformed and relocated bundle.

The material relocation and accumulation at 3.8 m and the temperatures lower than 600 K under 3.2 m, prevent the material to go out the considered zone.

The fission products release of the gap, due to cladding rupture, takes place from 2.25 10^4 s of the calculation which correspond to the cladding failure time, fig. 15.

The hydrogen production profiles, fig. 16, verify the start of the fast Zr oxidation from 2.3 10^4 s. In fig. 17, it is observed the instantaneous hydrogen production accompanying the energy production in the Zr oxidation. The contribution is about 13 kW near 2.35 10^4 s, producing the temperature peak in the bundle components, already mentioned.

Transient calculation considering total uncovery of the active zone

In this case the elevation 2.5 m is no longer protected by the presence of water during the transient. There is increase of the temperatures of fuel and cladding in the middle zone of the bundle, and supporting tube, wall and foil, fig. 18. The increments in fuel and cladding are produced from 1.25 10^4 s of the transient. At 2.2 10^4 s the temperatures exceed 1300 K, and the increase is faster because of the quick Zr oxidation by water steam.

At 5.0 m height in the bundle, fig. 19, the temperature increase begins near 1.65 10^3 s of the transient for the components of the bundle central zone, and at 5.0 10^3 s for the external components, wall and foil. The initial behavior is similar to that of the previously analyzed transient. Increase of the heat-up rate occurs from 2.0 10^4 s, nearly 2.0 10^3 s earlier than in the previous case at the same height in the bundle.

At 5.0 m height, the evolution of the fuel temperatures, fig. 20, is like the evolution obtained for the other components. This happens because there are cooling conditions by convective flows in the considered channel.

In all cases, at 5.0 m it is observed an intermediate peak, due to the concentration of the heat generated by the Zr oxidation until the zirconia layer dislocation. After such event, the subsequent material relocation toward lower axial zone leads to stop locally the oxidation power, thus resulting in a transitory decrease of local temperature.

In figs. 21-22 it is observed the evolution of the fuel bundle and channel assembly during the transient. Like the results in the previous transient, the temperatures do not exceed 600 K until 5.0 10^3 s, as shown in the temperature profiles of the bundle components.

From 10^4 s, the water level reaches the 2/3 elevation of the active zone (maximum value of uncovering of the preceding calculation), and the component temperatures vary between 600 K and 700 K in the upper part of the system.

At 1.5 10^4 s, the component temperatures exceed 900 K, in the central zone of the bundle, above 4.0 m height.

The temperature evolution goes on until 1.9 10^4 s when the increase of Zr oxidation rises the temperature at 1300 K.

In the profiles at 2.0 10^4 s, the temperatures are about 1600 K, in the upper part, with presence of a peak in them. This maximum is generated by the localized contribution of the released energy by the Zr oxidation. This was obtained for the previous transient at 2.3 10^4 s. Also there are deformation effects, observed in the upper part of the bundle components.

At 2.1 10^4 s the temperatures in the upper part are close to 2400 K, and the increment goes on because of the heat contribution by the oxidation, and the progressive uncovering of the active zone of the fuel element. In this zone, the UO_2 dissolution by molten zircaloy and the formation of a molten mixture composed of U, Zr and O, have started. It is noted that the temperature profiles are modified: the relocation of material, coming from the upper zone of bundle at 4.5 m height, produces a greater increase of temperature in this zone.

Below 4.0 m height, the temperatures are lower than 1200 K and the Zr oxidation begins up to 3.0 m. Loss of integrity in the supporting tube, channel and foil, is produced up to 4.5 m.

At 2.2 10^4 s the temperatures around 4.1 m rise up to 2700 K, because of material relocation. In this zone, also it is observed UO_2 presence not altered by the zircaloy. At a lower level, 3.0 m, it is observed a second relocation zone, which also modifies the temperature profiles at this height. It is noted loss of integrity in the supporting tube, wall and foil up to 3.0 m.

The profiles obtained at 2.3 10^4 s present a temperature maximum 2900 K, at 3.0 m, corresponding to the downward progression of the material relocation. At 2870 K the formation of a ceramic melt of U, Zr and O has begun. At 2.4 m, it is observed a localized increment of the component temperatures, due to the increase of the zircaloy oxidation in this zone, with values higher than 1500 K.

At 2.4 10^4 s the temperatures increases up to 3000 K in the upper part of the bundle, and the ZrO_2 fusion begins at 2960 K. The relocation of material remains at 3.0 m level, and it is noted other lower relocation zone in 1.4 m level formed by material coming from intermediate levels, with temperatures higher than 2500 K. The lower part of the calculation zone presents temperatures lesser than 600 K.

At the end, 2.5 10^4 s, it is observed relocation in the lower part of the bundle, at low heights for the central zone, 0.5 m, and at higher levels for the external zones, 1.3 m. Above 3.5 m the temperatures are about 3100 K, near to 3120 K which corresponds to UO_2 fusion. The loss of integrity of the supporting tube, wall and foil remains up to 1.3 m. The component temperatures in the lower part of the calculation zone exceeds 800 K.

The heating process will continue until the UO_2 fusion producing collapse and detachment of the upper parts of the bundle.

During the transient, the radius evolution of fuel, cladding and gap, at two different levels in the bundle show the consequences of the analyzed transient.

At 1.2 m, there are increasing zircaloy oxidation from 2.0 10^4 s, which progress inside the cladding, and radius increase by the material candling from higher levels and at higher temperatures. This material produces the fusion of the Zr cladding, which in this turn produces the UO_2 dissolution from 2.4 10^4 s and the formation of melt (U, Zr, O) relocated in this level up to the end of calculation.

At 4.5 m, as it is a more elevated position in the bundle, the oxidation reaction evolves more quickly during the transient and the thickness of the zircaloy taking part is more important. Until 2.1 10^4 s, the material layer deposited on the ZrO_2 and ZrO layer, coming from upper levels, produces Zr fusion and the start of UO_2 dissolution. That happens until all the relocated material together the existing material in the cladding are relocated toward lower levels. From 2.15 10^4 s up to the end of calculation, at this level, the material is the U, Zr and O melt, with a thickness smaller than that at 1.2 m level.

The evolution of the flow cross section during the transient, fig. 23, allows to analyze the material relocation effect.

At 2.0 10^4 s it is obtained a progressive decrease near 78% of the nominal value, at levels above 5.0 m.

At 2.25 10^4 s, the decrease is 84% and it is concentrated in the central zone of the bundle, 3.0 m. Due to the relocation, it exists an increment near 42% of the nominal value of the cross section at levels above 3.2 m. At the end of calculations, the results indicate that the decrease is concentrated in the lower part of the bundle, 1.5 m. These results are in agreement with the observed evolution of the bundle - channel system, during the transient.

As in the previous case, this result is important taking into account that the thermohydraulic boundary conditions of the transient are not connected to the ICARE2 calculation (no feed-back). In the actual transient, it is hoped a higher temperatures increase due to the flow decrease in the bundle as result of the relocation material.

Unlike the preceding case, part of the material leaves the calculation zone since 2.44 10^4 s because of no longer water level able to freeze them.

The fission products release of the gas gaps, due to cladding rupture, takes place from 2.05 10^4 s, fig. 24, that is, 2.0 10^3 s earlier than in the previous case.

The hydrogen production, fig. 25, verifies the start of the fast Zr oxidation from 2.0 10^4 s. That is correlated with the result of instantaneous hydrogen production accompanying the energy generation in the Zr oxidation, fig. 26. The energy contribution is about 60 kW at 2.2 10^4 s of the calculation, modifying the temperature profiles together with the material relocated coming from the higher and hotter levels.

In this case the hydrogen production and the maximum energy contribution are 4.5 times greater than in the preceding analyzed transient.

CONCLUSIONS

- Using ICARE2 V2 mod2.3 [1] code, a specific input data was developed in order to evaluate accidental transients at a coolant channel of CNAI technical characteristics.

- The ICARE2 data representation was utilized to evaluate an accidental scenario of CNAI, adapting the thermohydraulic results obtained with the RELAP5/MOD 3.2 code, to those required by ICARE2. The calculation corresponds to the final scenario at the plant, characterized by convective flows and constant decrease of inventory, in saturation conditions at a pressure of 30.0 10^5 Pa. The results are valid in other transients leading to the same final scenario.

- Two different transient evolutions were considered. First, it was analyzed the evolution until 1/3 uncovering of the active zone. Second, the calculation was continued until the total uncovering of the active zone. Within the representation scope and code possibilities, the main results are the following:

- ***uncovery up to 1/3 of the active zone***

  At 10^4 s the level has reached the minimum value proposed for the calculation, and the component temperatures vary between 600 K and 700 K in the upper part of the system.

  At 1.5 10^4 s it is observed that the temperature increase remains in the volume corresponding to the steam phase.

  The fission product release of the gap due to cladding rupture takes place from 2.25 10^4 s of calculation.

  At 2.3 10^4 s the temperatures in the upper part, ~1300 K, present a localized increment because of the start of zircaloy oxidation of claddings. This is confirmed analyzing the profiles of total hydrogen production and instantaneous hydrogen production accompanying the energy generation in the zircaloy oxidation with 13 kW as maximum contribution at 2.35 10^4 s.

  At 2.4 10^4 s the temperatures in the upper part are about 2100 K and the oxidation is spreader in the bundle components including the channel wall and foil. Also, the UO_2 dissolution has begun because of the melted zircaloy and the formation of metallic melt of U, Zr and O.

  At the end of calculation, 2.5 10^4 s, there is another peak in the temperature profiles, situated above the covered level of the bundle, which comes up to 2700 K. That happens because, in this moment of the fuel element degradation, the relocation of the melt takes place at this level. The wall and foil are fully relocated for the axial positions over 4.0 m. This produces a reduction of 80% of the flow cross section in this zone. The process will go on until the ZrO_2 fusion at 2960 K, and the UO_2 fusion at 3120 K, producing collapse and detachment of the upper parts of the bundle.

- ***total uncovery of the active zone***

  At 10^4 s, it is obtained the maximum uncovering level of the previous case and the component temperatures vary between 600 K and 700 K in the upper part of the system.

  At 1.5 10^4 s, the component temperatures exceed 900 K, in the central zone of bundle, above 4.0 m height.

  At 1.9 10^4 s, it is obtained an increment of zircaloy oxidation, with temperatures near 1300 K. In the profiles at 2.0 10^4 s it is noted that temperatures in the upper part are about 1600 K, with appearance of a peak due to the localized contribution of energy released in the zircaloy oxidation. For the preceding transient, that happens at 2.3 10^4 s.

  The hydrogen production confirms the start of fast Zr oxidation from 2.0 10^4 s. This is related with the instantaneous hydrogen production. The energy contribution comes up to 60 kW at 2.2 10^4 s, producing in part the alteration of the temperature profiles, together with the material relocated coming from upper and hotter levels.

  The fission product release of the gas gap, by cladding rupture, takes place from 2.05 10^4 s, that is, 2.0 10^3 s earlier than in the previous case.

  At 2.1 10^4 s, the temperatures in the upper part of the bundle are about 2400 K, and the increment remains due to the heat contribution by oxidation, and the progressive uncovering of the fuel element active zone. In this zone, the UO_2 dissolution has started because of the zircaloy melt and the formation of U, Zr and O melt. The shape of temperature profiles is modified due to the start of material relocation coming from the upper zone of the bundle at 4.5 m level. There is a greater increase of temperature in this zone. Under 4.0 m, the temperatures are lesser than 1200 K and it is observed the start of Zr oxidation until 3.0 m. There is loss of integrity in the supporting tube, channel and foil up to 4.5 m height.

  At 2.2 10^4 s the temperatures around 4.1 m come up to 2700 K, because of material relocation. At a lower level, 3.0 m, it is observed another relocation zone, which also modifies the temperature profiles. It is noted loss of integrity in the supporting tube, channel and foil up to 3.0 m height.

  The profiles at 2.3 10^4 s have a maximum value, 2900 K, at 3.0 m, corresponding to material relocated in the lower zone, which was observed in the previous interval of the transient. The formation of ceramic melt of U, Zr and O begins at 2870 K. At 2.4 m there is an localized increment of Zr oxidation in this zone, with temperatures exceeding 1500 K.

  At 2.4 10^4 s, there is a temperature increment up to 3000 K in the upper part of the bundle. The ZrO_2 fusion begins at 2960 K. The material relocation continues in the 3.0 m level, and it is observed a lower relocation zone at 1.4 m, composed by material coming from intermediate levels, with temperatures higher than 2500 K. The temperature at the lower part of the calculation zone is lesser than 600 K.

  The results indicate that the reduction of flow cross section is the maximum at the lower part of the bundle, 1.5 m. The heating process will continue up to the UO_2 fusion, which will produce the collapse and detachment of the bundle.

  In this case, unlike the previous transient, part of material leaves the calculation zone from 2.44 10^4 s.

  The hydrogen production and the maximum energy contribution are 4.5 times greater than in the first analyzed transient.

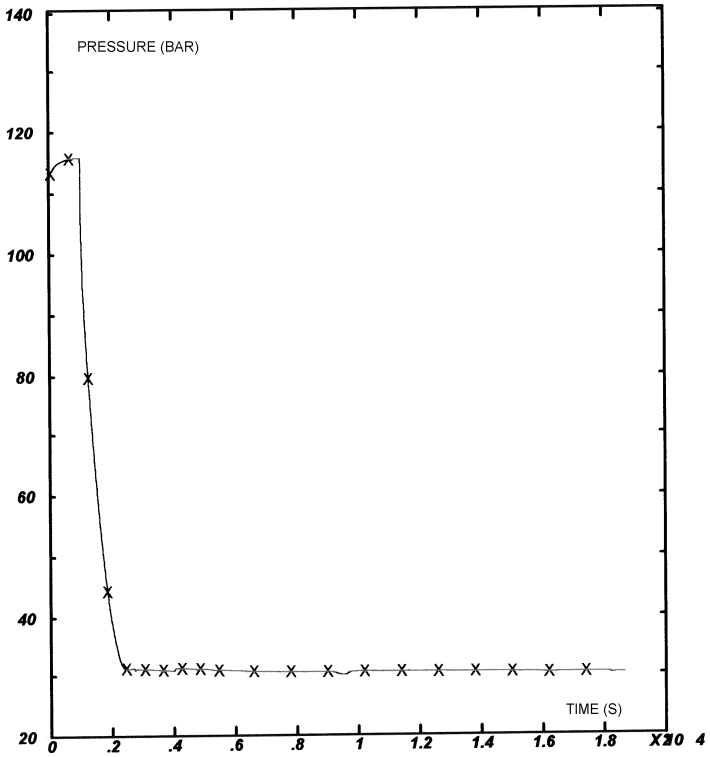


Figure 1: Pressure evolution at the pressurized during the transient.

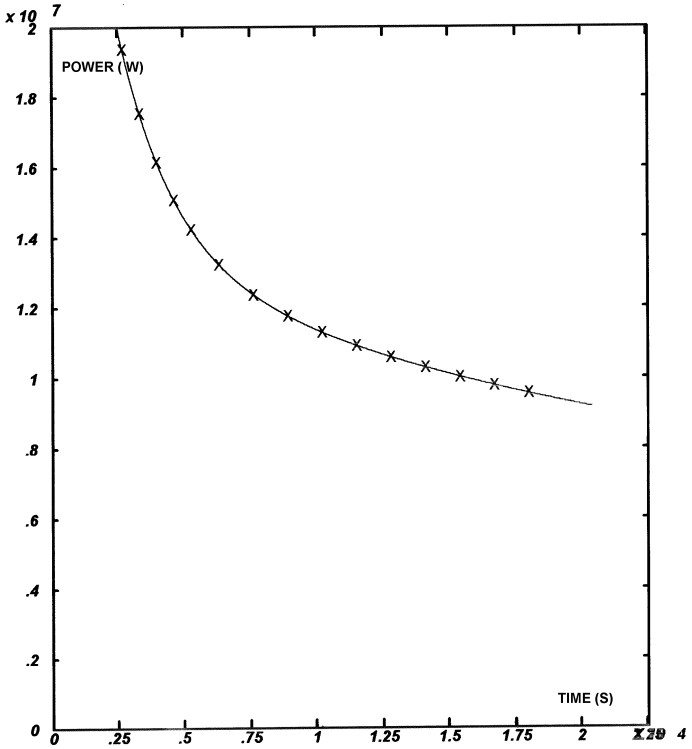


Figure 2: Core residual power during the transient.

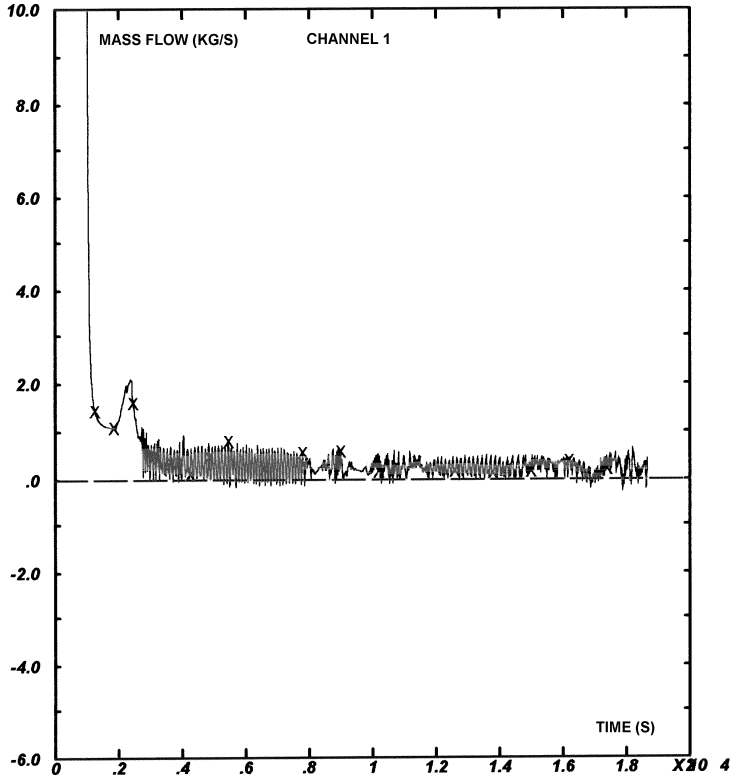


Figure 3: Flow evolution at the central channel during the transient.

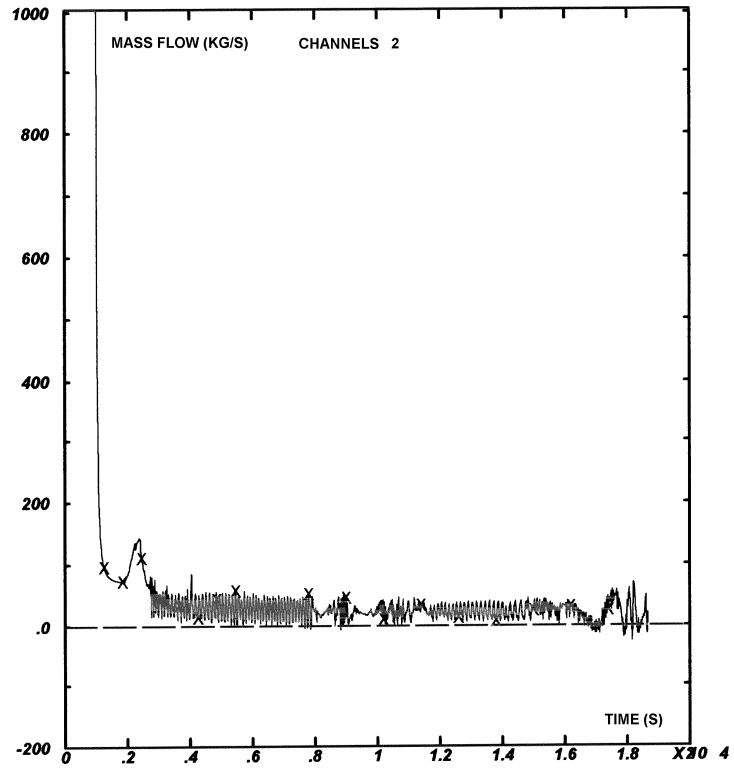


Figure 4: Total flow evolution at the central core zone channels during the transient.

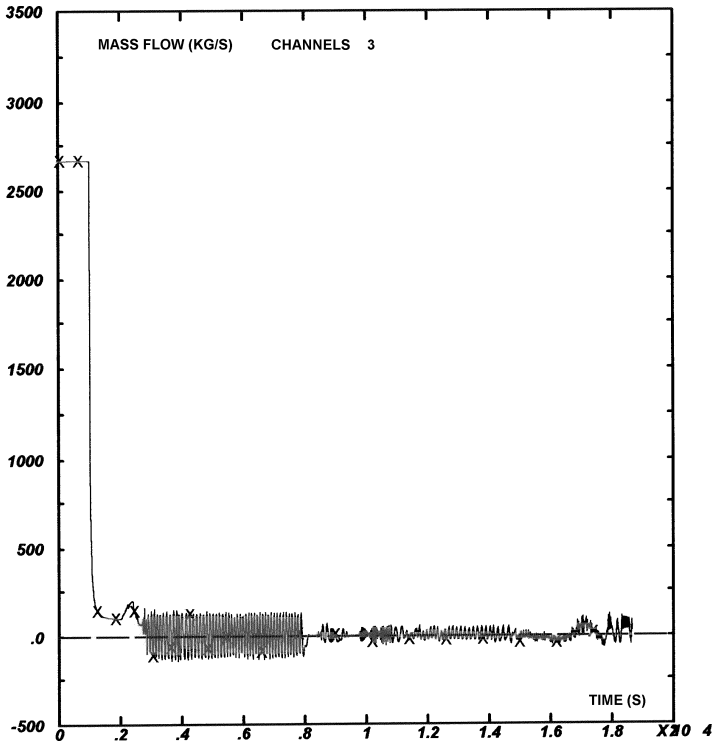


Figure 5: Total flow evolution at the intermediate core zone channels during the transient.

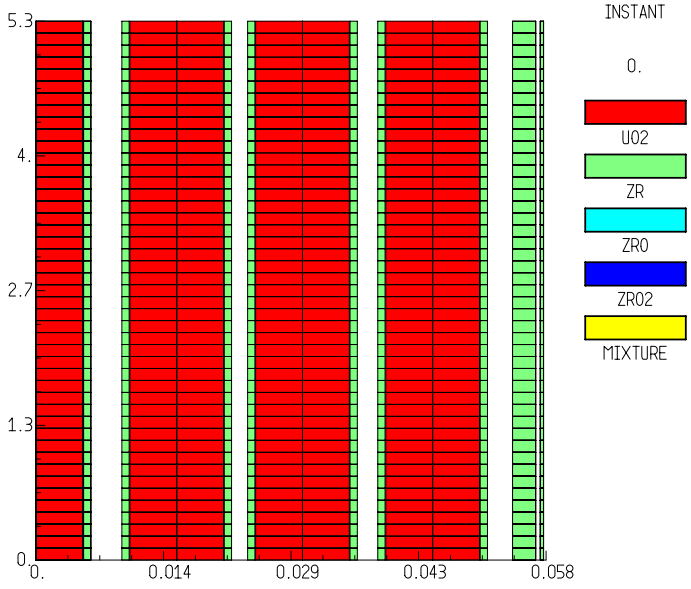


Figure 6: ICARE2 representation of the model. Components Vs radial position. Fuel element, channel wall and foil at initial instant. Axial a radial lengths in m.

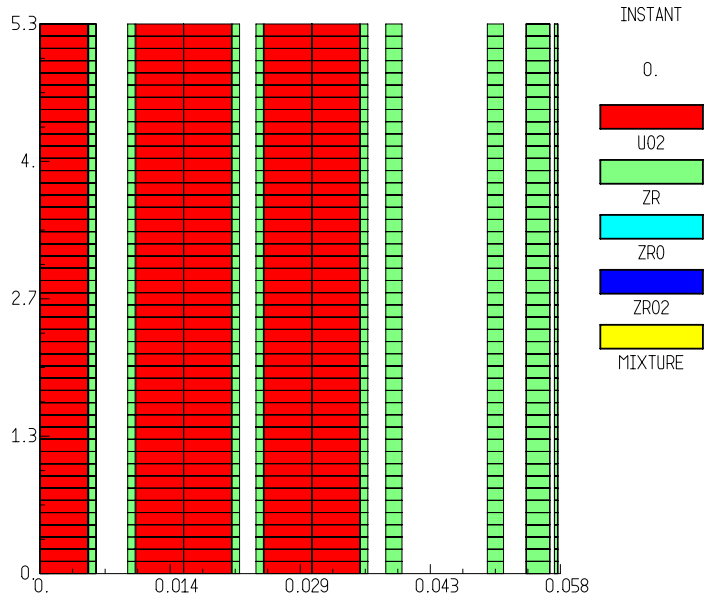


Figure 7: ICARE2 representation of the model. Components Vs radial position. Fuel element, channel wall and foil at initial instant. View across the supporting tube. Axial a radial lengths in m.

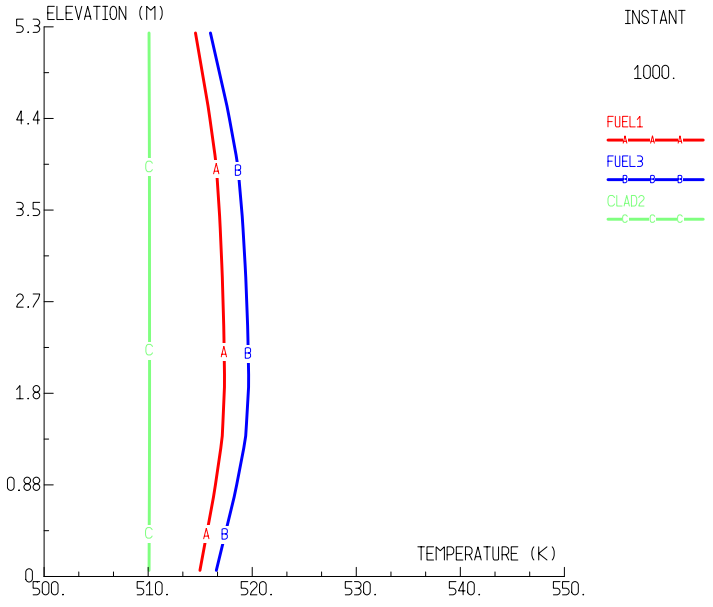


Figure 8: Initial stationary state test. Temperature profiles in the bundle at 10^3 s.

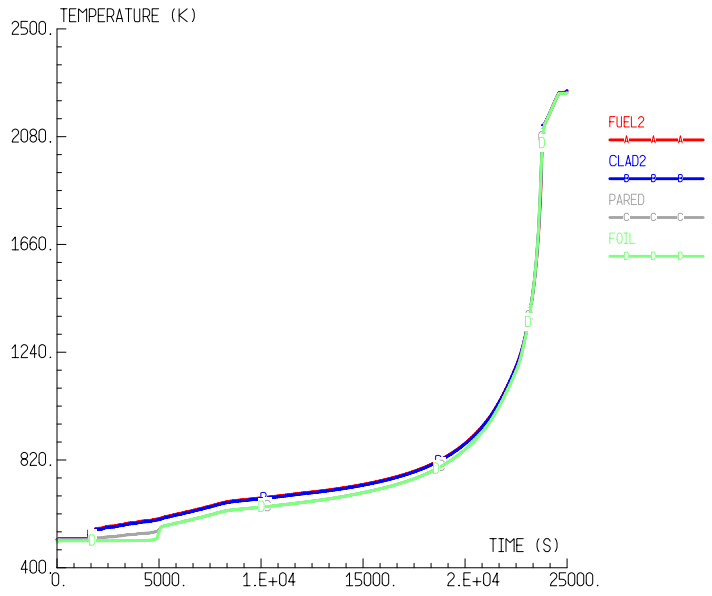


Figure 9: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length.
Bundle components, channel wall and foil temperatures, at 5.0 m height.

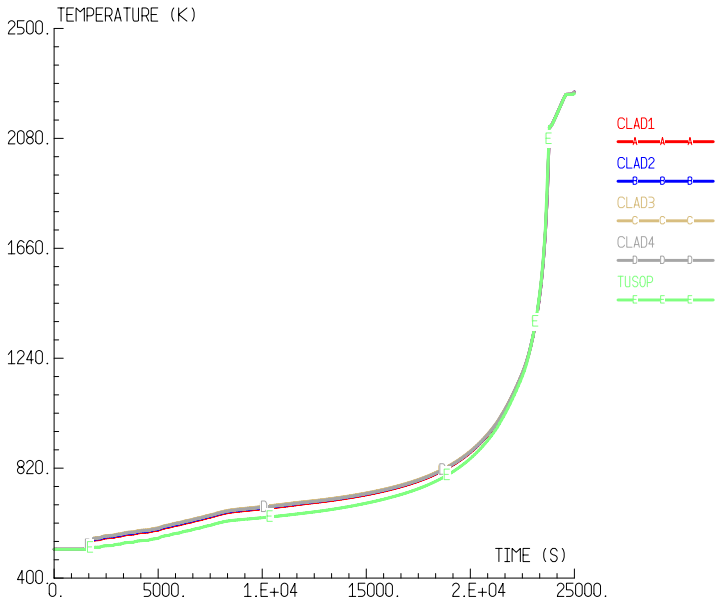


Figure 10: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length.
Cladding and supporting tube temperatures of the bundle, at 5.0 m height.

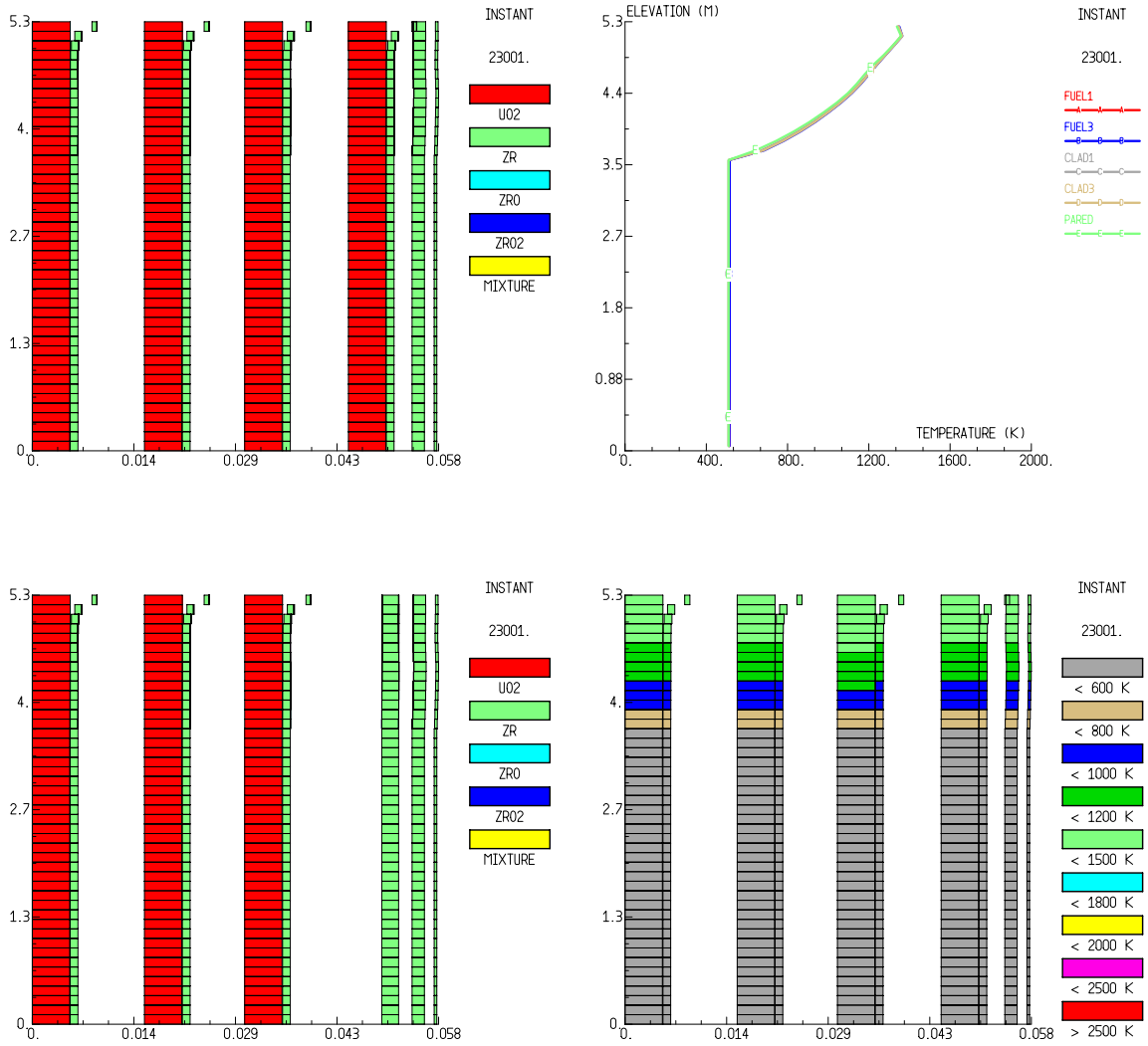


Figure 11: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length. System representation at 2.3 10^3 s of the transient. Measures in m.

Upper left: Material distribution in the fuel element and channel. Height Vs radius.

Upper right: Temperature profiles of fuel1, fuel3, clad1, clad3 and channel wall. Height Vs temperature.

Lower left: Material distribution in the fuel element and channel. View across the supporting tube. Height Vs radius.

Lower right: Temperatures distribution in the fuel element and channel. Height Vs radius.

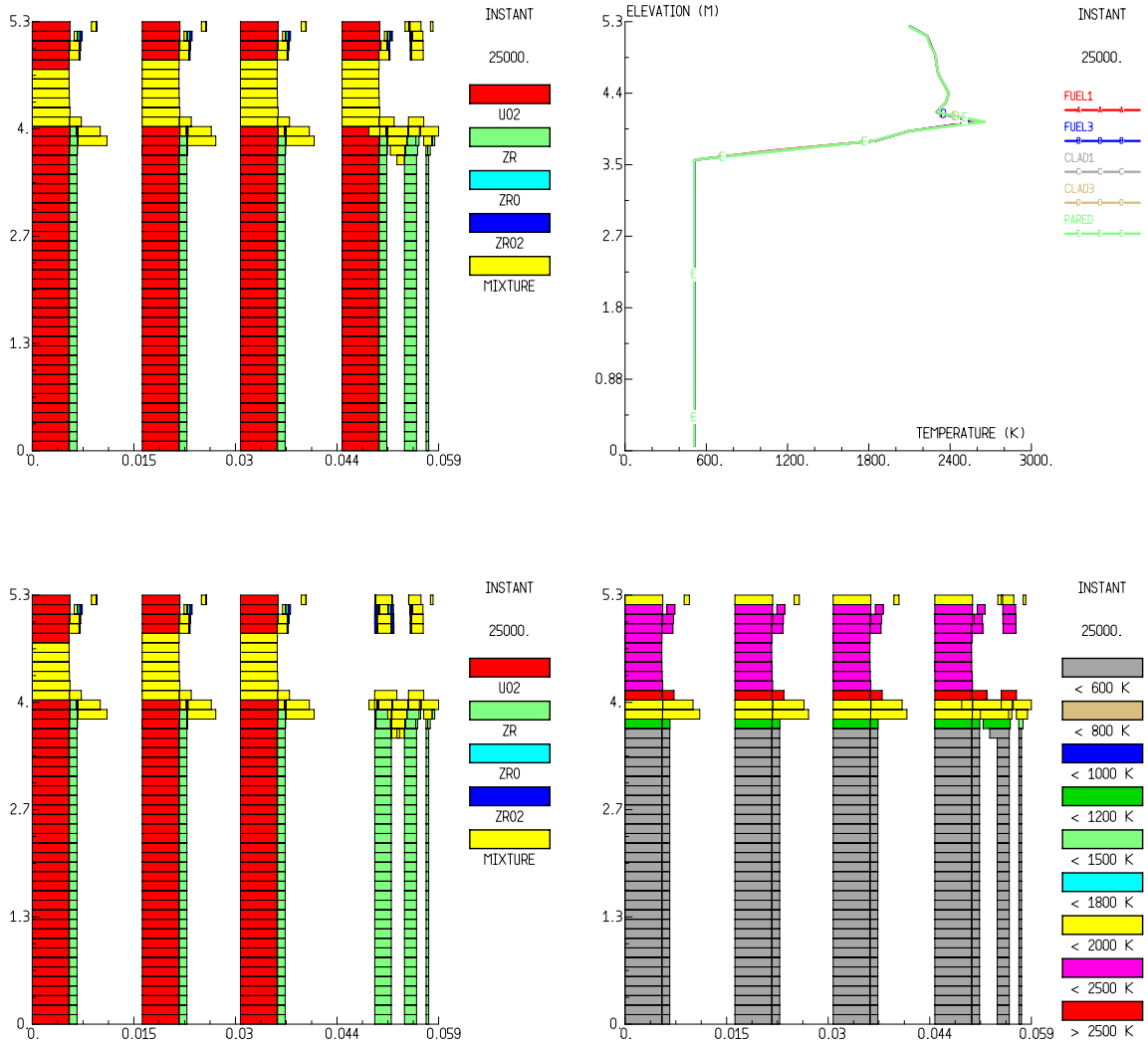


Figure 12: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length. System representation at 2.5 10^3 s of the transient. Measures in m. Reference figure 11.

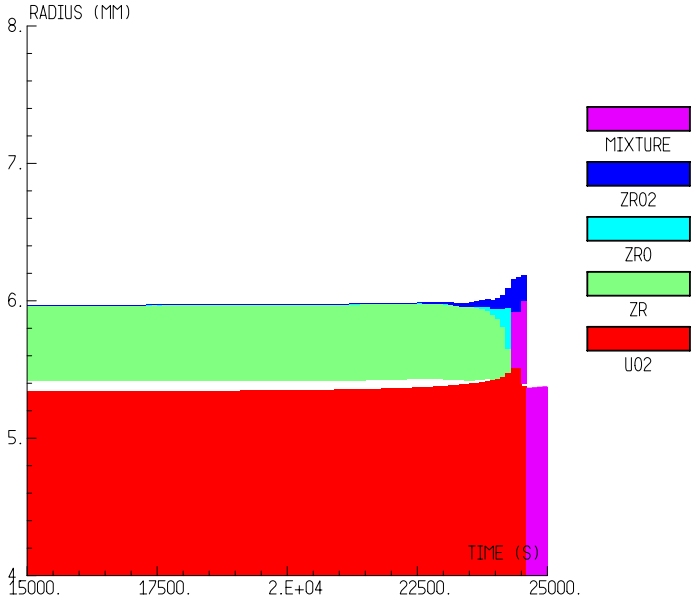


Figure 13: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length.
Radius evolution for fuel2, clad2 and for the gas gap between them, at 4.5 m height.

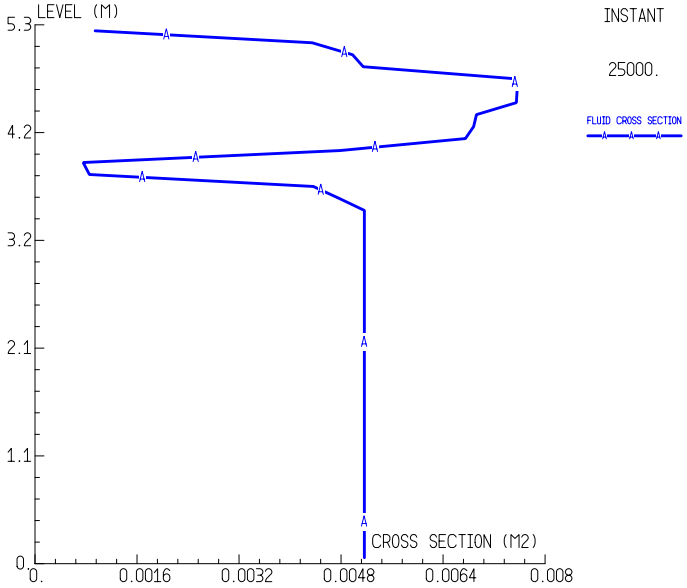


Figure 14: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length.
Flow cross section of the fluid in the bundle at 2.5 10^4 s.

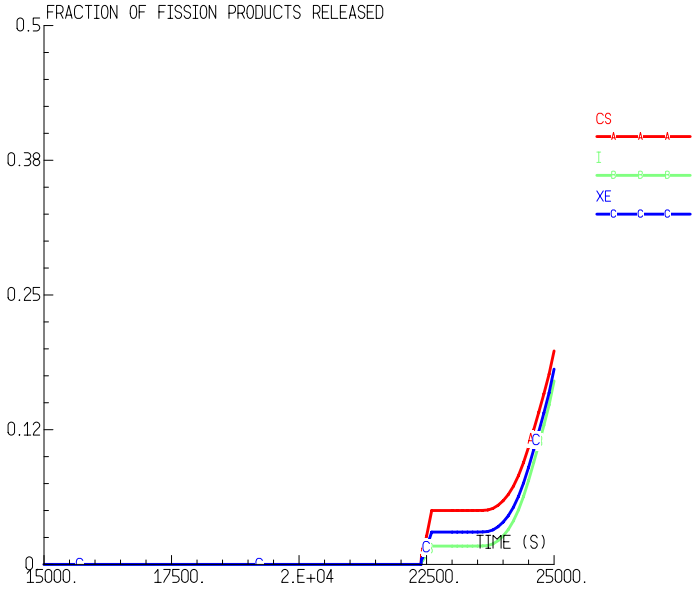


Figure 15: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length. Fraction of fission products released.

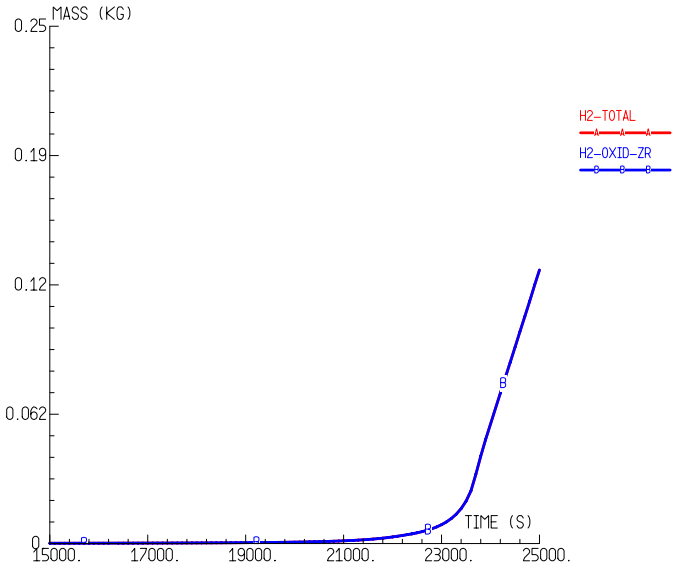


Figure 16: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length. Cumulated hydrogen production and cumulated hydrogen production by Zr oxidation reaction

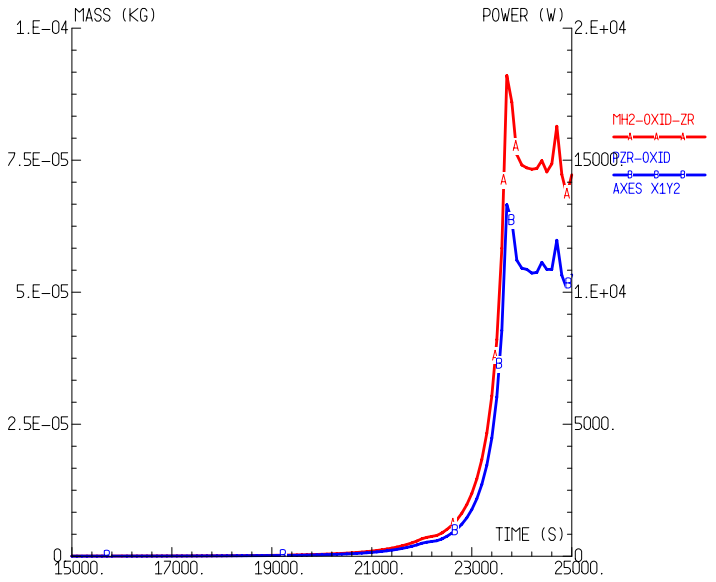


Figure 17: Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length. Instantaneous hydrogen production by Zr oxidation reactions and power released by Zr oxidation.

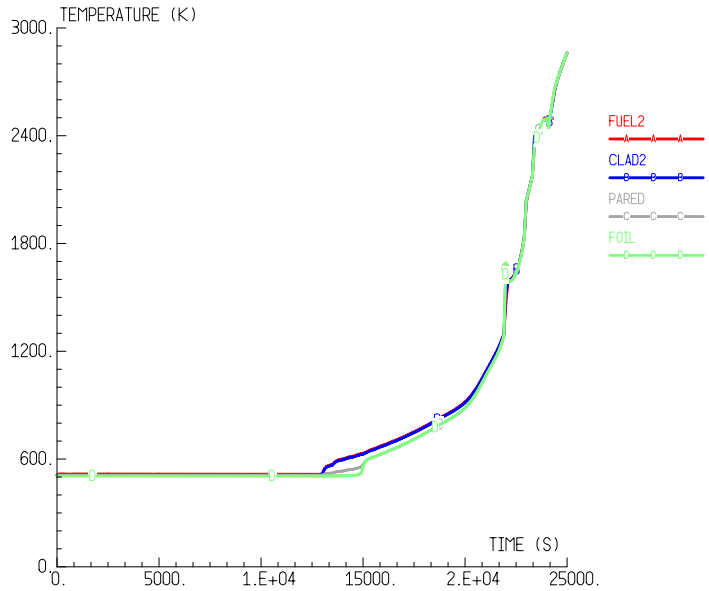


Figure 18: Calculation with uncovering of the active length. Bundle components, channel wall and foil temperatures, at 2.5 m height.

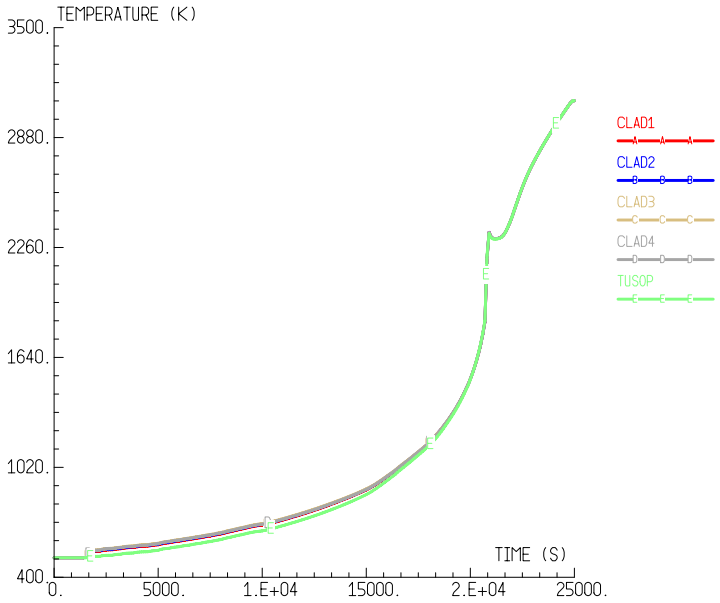


Figure 19: Calculation with uncovering of the active length.
Cladding and supporting tube temperatures of the bundle, at 5.0 m height.

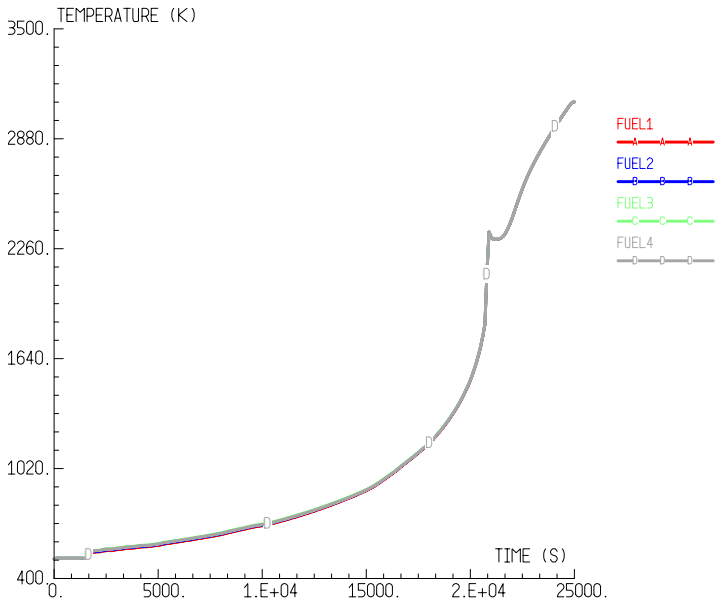


Figure 20: Calculation with uncovering of the active length.
Fuel temperature evolution in the bundle at 5.0 m height.

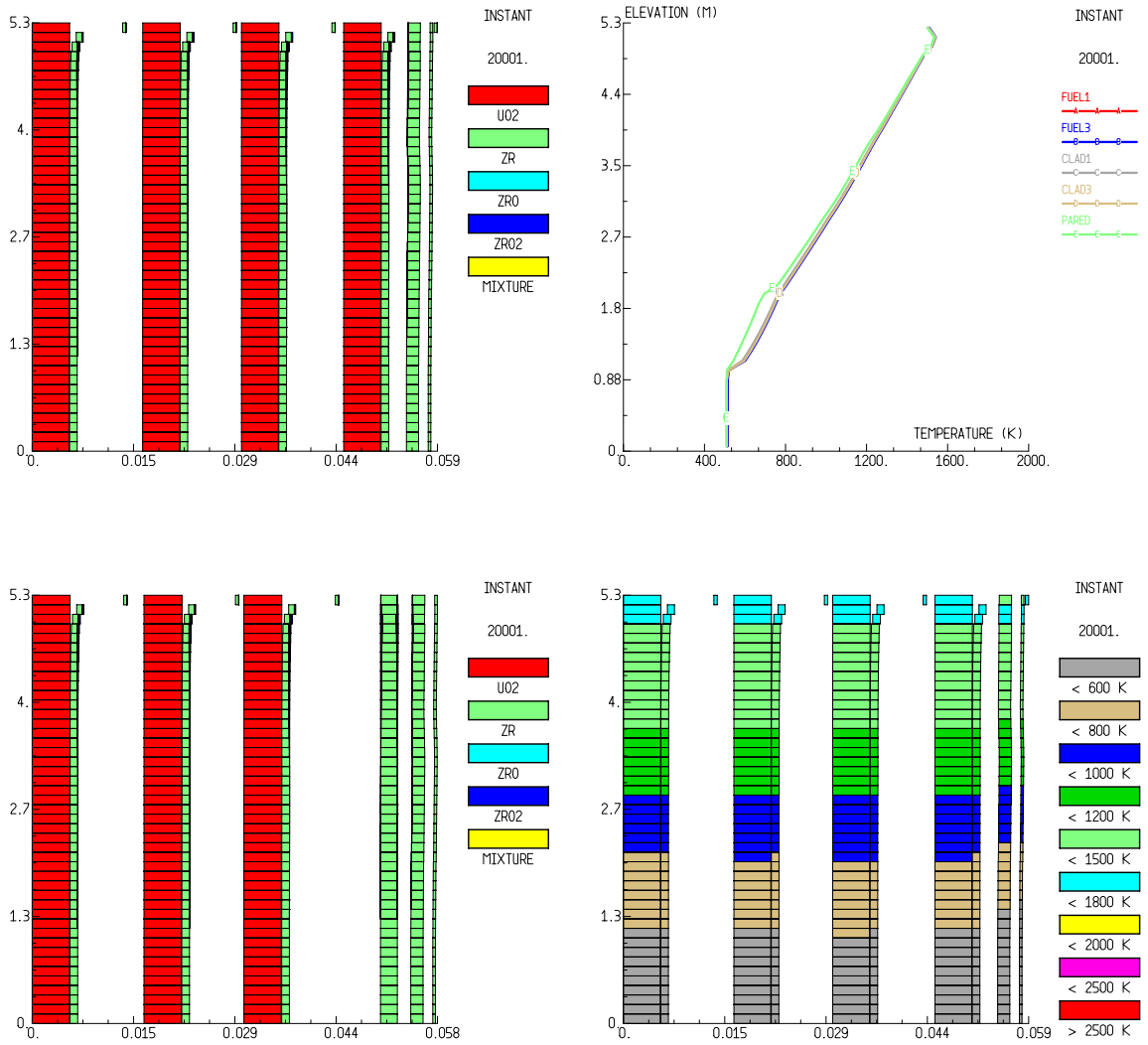


Figure 21: Calculation with uncovering of the active length.
System representation at 2.0 10^4 s of the transient. Measures in m.
Reference figure 11.

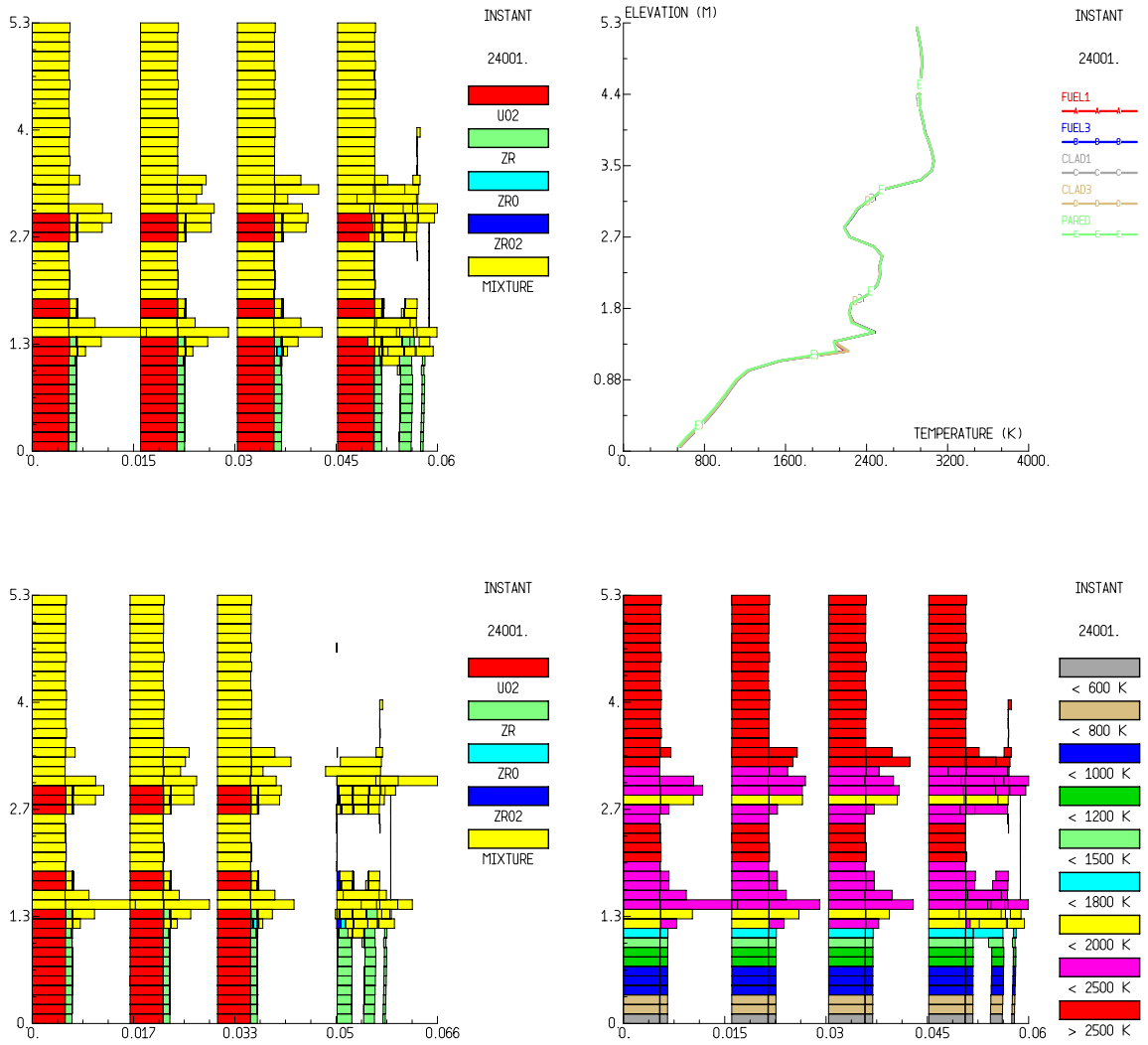


Figure 22: Calculation with uncovering of the active length.
System representation at 2.4 10^4 s of the transient. Measures in m.
Reference figure 11.

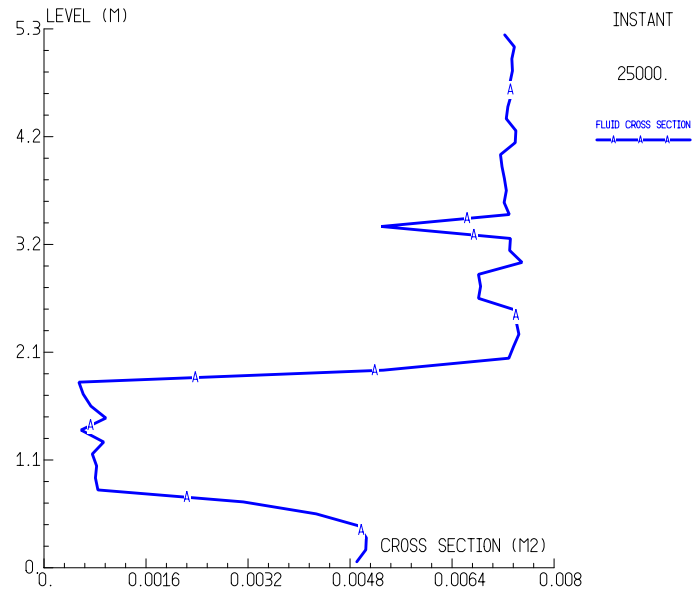


Figure 23: Calculation with uncovering of the active length. Flow cross section of the fluid in the bundle at 2.5 10^4 s.

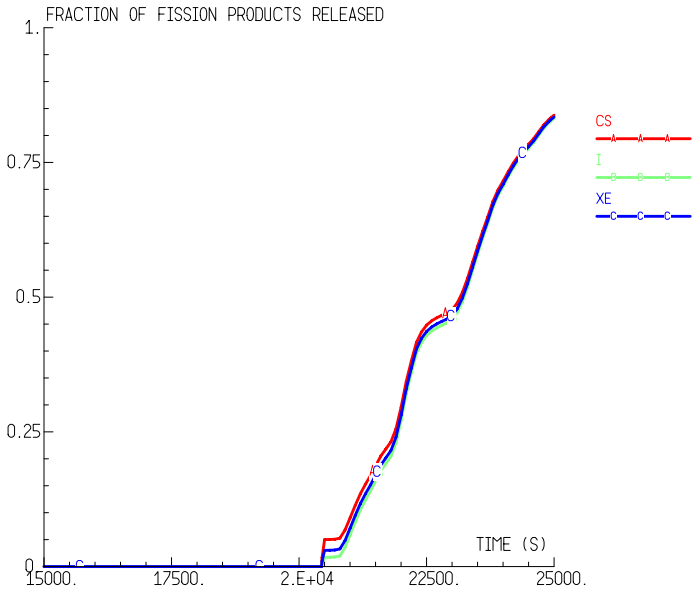


Figure 24: Calculation with uncovering of the active length. Fraction of fission products released.

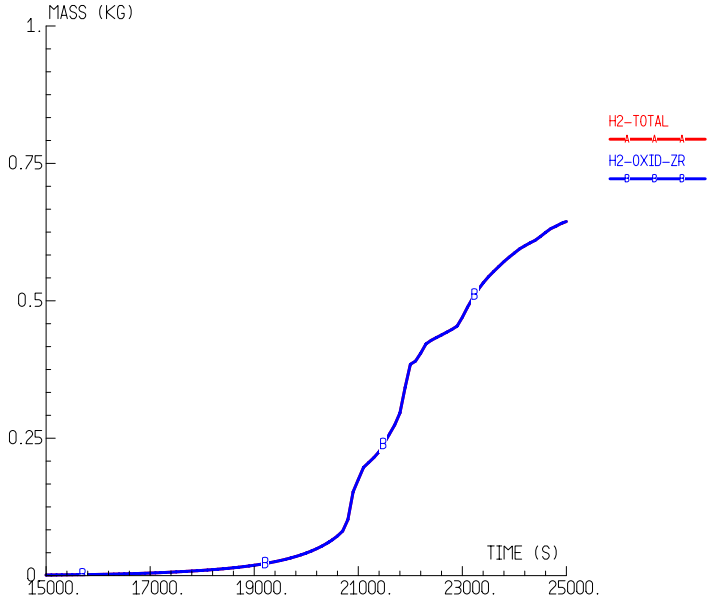


Figure 25: Calculation with uncovering of the active length. Cumulated hydrogen production and cumulated hydrogen production by Zr oxidation reaction

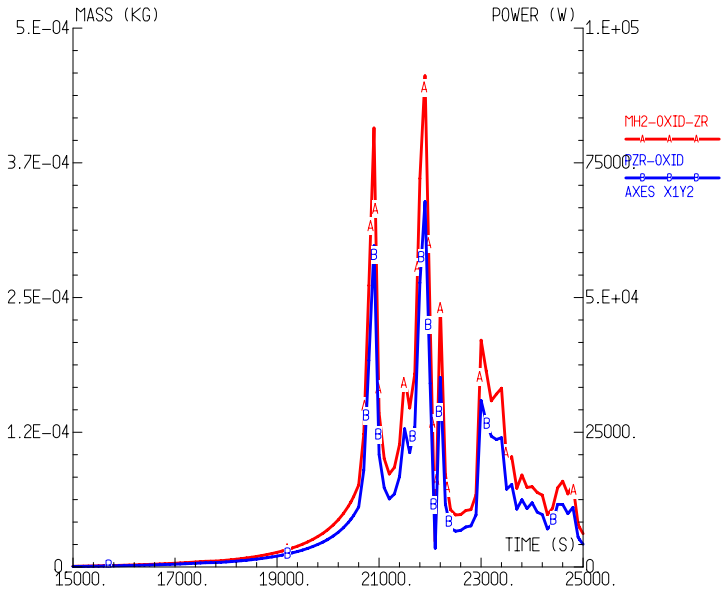


Figure 26: Calculation with uncovering of the active length. Instantaneous hydrogen production by Zr oxidation reactions and power released by Zr oxidation.

REFERENCES

[1] ICARE2, A Computer Program for Severe Core Damage Analysis in LWRs, CEA/IPSN, Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, France, ver 2 mod 2.3, 1997.

[2] E. Marino; Transitorio Generado por la Apertura Espontánea de la Ducha Auxiliar Fría del Presurizador en la CNAI en Condiciones de Funcionamiento a Máxima Potencia, IT-376, ENREN, Argentina, 1996.

[3] E. Marino; Calculation with RELAP5/MOD3.2 of the CNAI Final Scenario Due to the Spurious Opening of the Pressurizer Cold Auxiliary Shower, 1997, to be published as ARN-PI, Argentina, 1998.

[4] E. Marino; Modeling of Fuel Elements of CNAI for Evaluation of Accidental Transients Using ICARE2 Code, ARN-IPSN Agreement for Utilization the ICARE2 Code for Evaluation of Severe Accidents, Technical Note SEMAR 98/133, 1998.

[5] Set of Fuel Bundle Column and Refrigeration Channel Plans of the Nuclear Power Plant Atucha I, CNAI, Argentina, 1998.

[6] Technical Data of the Fuel Element and Refrigeration Channel of the Nuclear Power Plant Atucha I, CNAI, Argentina, 1998.

Linear and Nonlinear Analysis of Density Wave Instability Phenomena

Ambrosini, W.; Di Marco, P. and Ferreri, J.C.

LINEAR AND NONLINEAR ANALYSIS OF DENSITY WAVE INSTABILITY PHENOMENA

Ambrosini, W.(°), Di Marco, P. (°°) and Ferreri, J.C. (°°°)

(°) Università degli Studi di Pisa, Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione
Via Diotisalvi 2 - 56126 PISA, Italia, Tel. ++39-50-585273, FAX ++39-50-585265

(°°) Università degli Studi di Pisa, Dipartimento di Energetica,
Via Diotisalvi 2 - 56126 PISA, Italia, Tel. ++39-50-569610, FAX ++39-50- 569666

(°°°) Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina
Tel. ++54-1-379-8345, FAX ++54-1-480-0160

ABSTRACT

In this paper the mechanism of density-wave oscillations in a boiling channel with uniform and constant heat flux is analysed by linear and nonlinear analytical tools. A model developed on the basis of a semi-implicit numerical discretisation of governing partial differential equations is used to provide information on the transient distribution of relevant variables along the channel during instabilities. Furthermore, a lumped parameter model and a distributed parameter model developed in previous activities are also adopted for independent confirmation of the observed trends. The obtained results are finally put in relation with the picture of the phenomenon proposed in classical descriptions.

1. INTRODUCTION

Stability of vapour generation in a boiling channel is an important operating and safety concern in various industrial applications, including steam generators and boiling water nuclear reactor cores [4] [5]. Coupling of boiling channel dynamics with external feedback mechanisms, e.g., due to recirculation loop and, in the latter case, to neutron kinetics effects, makes the related instability phenomena rather complex, showing an interesting variety of parametrical trends which justifies detailed analyses of the overall plant behaviour. Besides, the upcoming need to install boiling systems on spacecrafts raises the issue of determining the stability of boiling channels in the absence of buoyancy.

The different mechanisms leading to boiling channel instabilities have been recognised and classified in basic works on the subject, which also provided explanations for their occurrence based on engineering understanding of the related phenomena [6-0]. Attention is focused here on *density wave instabilities*, which are considered to be at the basis of the most frequently observed instability occurrences in boiling channels. In particular, in reactor cores density waves are believed to trigger the observed coupled oscillations of channel flow rate and neutron flux.

The classical descriptions of the density wave instabilities are generally related to a boiling channel with an imposed constant pressure drop across it. In this case, the single-phase and the two-phase region pressure drops oscillate in counterphase as a consequence of waves of heavier or lighter fluid travelling from the inlet to the outlet channel section. In a simple channel with no distributed friction, inlet and outlet pressure drop perturbations should be almost in phase with the local fluid density perturbation, being positive or negative when lumps of denser or lighter fluid respectively are passing. For some values of system parameters, the delays involved in the propagation of these density waves (hence the name) are such as to make the steam generation process unstable, resulting in the observed self-sustained oscillations of flow rate. A relevant consequence of this postulated behaviour is that the period of density-wave oscillations should be around the double of the fluid transit time, in order to make a complete cycle of positive and negative flow perturbations in the time needed to propagate the corresponding heavier and lighter density waves from the inlet to the outlet of the boiling channel (see e.g., [8-0]).

This picture of the phenomena has been criticised by Rizwan-uddin some years ago [11] on the basis of a nonlinear model adopting homogeneous equilibrium balance equations for simulating the behaviour of a boiling channel. In particular, considering a specific test case at relatively high subcooling, it was shown that the pressure drop at the exit of the channel does not always increase simultaneously with increasing the exit fluid density, thus showing that there may be no direct correlation between the oscillations in pressure drop and the waves of denser and lighter fluid propagating along the channel. Moreover, it was noted that in such a case the period of oscillations is considerably larger than twice the transit time and that during an oscillation the mixture density seems to increase and decrease almost simultaneously in the whole two-phase region. It was then recalled that also some experimental data by Saha, Ishii and

Zuber [12] show a longer period of oscillation compared to twice the transit time. Finally, it was concluded that, in the considered region of the parameter space, the phenomenon seems to be more likely governed by mixture volumetric flux rather than by mixture density oscillations.

It is interesting to note that descriptions proposing density-wave oscillations as a phenomenon mainly governed by flow perturbations also appeared in literature (see e.g. [13]). In addition, previous studies [14] identified various types of both Ledinegg and density-wave instabilities, the latter characterised by different characteristic oscillation periods. This clearly suggests a more complex picture of these phenomena than in simplified explanations of the basic mechanism.

The above summarised criticisms by Rizwan-uddin are the starting point for the present paper, having the objective to provide additional information for discussing the mechanisms at the basis of density wave oscillations. Both the linear stability conditions and the transient distribution of relevant thermal-hydraulic variables during oscillations are here considered, in the aim to discuss the pictures previously proposed for describing the density-wave oscillation mechanism.

In particular, use is made of linear and nonlinear predictive tools developed in previous activities [15-18] and of a discretised model recently set up on the basis of a semi-implicit numerical method. The latter model has been developed as an application to boiling channel stability of a methodology of analysis adopted in previous works for assessing the effect of numerical methods on stability predictions in single-phase thermosyphon loops [19-20].

As in the paper which stimulated the present analysis [11], the homogeneous equilibrium balance equations are used for providing the basic mathematical description of boiling channel dynamics. This is a clear limitation in the present work as well as in the work by Rizwan-uddin, which must be duly considered to avoid extending the validity of the obtained results beyond the reasonable limits of a discussion around the very basic mechanism of density-wave instabilities. However, though it is obviously understood that such a simplified description will miss some details of the actual system dynamics, it is nevertheless believed that the homogeneous equilibrium model can provide useful information for understanding the gross behaviour of a boiling channel under unstable conditions, without the complications coming from the use of more sophisticated models.

To partly compensate for this limitation, the results of calculations previously performed with a two-fluid system code [21] are also taken into consideration for supporting the obtained findings.

2. DESCRIPTIONS OF DENSITY-WAVE INSTABILITIES

Let us now start the discussion, presenting two representative descriptions of density-wave phenomena appeared in previous literature. The first one, by Kakaç and Liu [0], presents a classical point of view, in which the phenomenon is governed by lighter and heavier fluid pockets propagating along the channel. The second one, by Podowski [13], proposes a more complex mechanism in which both flow and density perturbations play a key role.

Kakaç and Liu [0] describe density-wave instabilities with reference to an horizontal evaporator duct followed by an exit restriction. Inlet and outlet plenum pressures are kept constant and the vapour generation is assumed constant as well. A sudden outlet pressure drop perturbation, e.g. resulting from a local microscopic increase in void fraction, is assumed to trigger instability by propagating at the speed of sound a corresponding low pressure pulse to the channel inlet.

As pressure in the inlet plenum is assumed to be constant, this causes an increase in inlet flow. An enthalpy wave is therefore generated which propagates toward the boiling boundary, where it is transformed into a denser fluid wave reaching the exit restriction after some additional time. The total time needed to the inlet flow perturbation to affect the outlet section is the particle transit time through the channel.

In turn, the denser fluid reaching the outlet section produces a pressure drop perturbation of opposite sign with respect to the one which started the process. Therefore, it is expected to experience an inlet flow decrease and the propagation of a lighter fluid wave toward the exit section, thus closing the cycle. As the overall process requires the propagation of a positive and a negative wave to be completed, the period for density-wave oscillations should be in the range of twice the transit time. Since in less idealised systems distributed friction occurs, this relation is only approximate.

On the other hand, Podowski [13] starts considering the different speeds of propagation of velocity perturbations in the single-phase and the two-phase regions. It is observed that in the liquid region these perturbations travel at the speed of sound, covering the non-boiling length in a very short time; when appearing at the boiling boundary they give rise to increases or decreases in the local void fraction which propagate at the kinematic velocity which characterises density-waves, closer to the vapour velocity than to the speed of sound. The changes in both flow and void fraction result in pressure drop perturbations, with a different effect of velocity variations from the hydrodynamic and the thermal points of view; in fact, decreasing the flow would tend to decrease also the pressure drop, but this effect is counteracted by the corresponding increase in void fraction due to greater vaporisation.

Since the density-waves propagate slowly in the two-phase region, the overall constraint of a constant pressure drop across the channel may lead to conditions in which the single-phase region and the two-phase region pressure drop oscillate in counterphase and the oscillations are self-sustained.

It is clear that Rizwan-uddin's criticisms mainly apply to descriptions of the first kind, while they are in not in disagreement with the second one. Summarising, the main concerns raised in his paper [11] are the following:

- the exit pressure drop does not always increase or decrease simultaneously with exit density;
- the period of density wave oscillations may be considerably longer than twice the fluid transit time;

- in the overall, the phenomenon is more likely governed by flow oscillations than by density waves.

In the following, it will be tried to provide material for discussing the applicability of these criticisms.

3. DISCRETISED BOILING CHANNEL MODEL

The reference physical model consists of a boiling channel coupled with constant pressure boundary conditions at the inlet and the outlet sections, with both singular and distributed pressure drops and an arbitrary distribution of heat flux from the heating wall. The singular pressure drops are assumed to be concentrated at the inlet and at the outlet of the channel. No heater dynamics is here considered for the sake of simplicity and in order to focus the attention on purely thermal-hydraulic phenomena.

The homogeneous equilibrium model (HEM) is adopted for describing the boiling channel flow behaviour. The related mixture balance equations are:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t}+\frac{\partial \rho j}{\partial z}=0$$

$$\frac{\partial \rho j}{\partial t}+\frac{\partial \rho j^2}{\partial z}+\frac{\partial p}{\partial z} = -\rho g-\left[\frac{f}{D_h}+2K_{in}\delta_d(z)+2K_{ex}\delta_d(z-L)\right]\frac{\rho j^2}{2} \qquad (1)$$

$$\frac{\partial \rho h}{\partial t}+\frac{\partial \rho h j}{\partial z}=q_0''\frac{\Pi_h}{A}f_q(z)$$

where δ_d is a dimensional Dirac's delta function [m^{-1}]. These equations were chosen to be essentially the same as those adopted in previous works [15-18], in order to keep consistency with the results there obtained. The only difference is the introduction of the heat flux distribution function, f_q, which has been used in subsequent work to perform sensitivity analyses on the effect of non-uniform channel heating. Hereafter, a uniform channel heating is always assumed.

It must be emphasised that the adopted form of the thermal energy balance is a very convenient approximation of the exact equation, obtained by neglecting the energy dissipation due to friction and the contribution to the enthalpy change due to fluid expansion along the channel. The former approximation is rather obvious for most of the systems of practical interest; on the contrary, the latter one, though fully justified in the operating conditions characterising boiling water reactors, may be relatively inaccurate in very extreme conditions, not considered in the present work, characterised by both low pressure and low phase change number.

The above equations are then made dimensionless to increase generality of the calculated results. In this aim, the following definitions are adopted:

$$\rho^*=\frac{\rho}{\rho_f} \qquad h^*=\frac{h-h_f}{h_{fg}}\frac{v_{fg}}{v_f} \qquad j^*=\frac{j}{w_0} \qquad t^*=\frac{t\,w_0}{L}$$

$$z^*=\frac{z}{L} \qquad p^*=\frac{p}{\rho_f\,w_0^2} \qquad G^*=\rho^*\,j^* \qquad Fr=\frac{w_0^2}{g\,L} \qquad (2)$$

$$\Lambda=\frac{f\,L}{2\,D_h} \qquad N_{pch}=\frac{q_0''\Pi_h\,L}{\rho_f\,w_0\,h_{fg}\,A}\frac{v_{fg}}{v_f} \qquad N_{sub}=\frac{h_f-h_{in}}{h_{fg}}\frac{v_{fg}}{v_f}$$

where an arbitrary reference pressure is assumed to evaluate the fluid properties which are considered independent from the local value of pressure. From this assumption it follows:

$$\rho^*=\frac{1}{\rho_f\left(v_f+x_{th}v_{fg}\right)}=\frac{1}{1+h^*} \quad \text{if} \quad h^*\geq 0$$

$$\rho^*=1 \quad \text{if} \quad h^*<0 \qquad (3)$$

which are the dimensionless state relationships for our problem. In the calculations an appropriate smoothing is adopted for density when h^* approaches 0, in order to avoid numerical problems arising from the discontinuity in derivatives. The velocity scale appearing in equations (2), w_0, is here defined to be the inlet velocity. As a consequence of these assumptions, in steady-state conditions it is $j_{in}^*=1$ and it is also $G^*=\rho_{in}^*$ everywhere in the channel.

The resulting dimensionless equations are:

$$\frac{\partial \rho^*}{\partial t^*}+\frac{\partial G^*}{\partial z^*}=0 \qquad (4)$$

$$\frac{\partial G^*}{\partial t^*}+\frac{\partial}{\partial z^*}\left(\frac{G^{*2}}{\rho^*}\right)+\frac{\partial p^*}{\partial z^*} = -\frac{\rho^*}{Fr}-\left[\Lambda+K_{in}\delta^*(z^*)+K_{ex}\delta^*(z^*-1)\right]\frac{G^{*2}}{\rho^*} \qquad (5)$$

$$\frac{\partial \rho^* h^*}{\partial t^*}+\frac{\partial G^* h^*}{\partial z^*}=N_{pch}\,f_q^*(z^*)$$

where δ^* and f_q^* are respectively a dimensionless Dirac's delta function and the heat flux distribution function, both depending on z^*. In the case of forward flow at both the inlet and the outlet sections, constant values of dimensionless pressure in the two plena and $h_{in}^*=-N_{sub}$ are assumed as boundary conditions for transient analysis.

Solution of the above equations is obtained by a semi-implicit numerical technique [22]. The boiling channel is subdivided into N_n equally spaced nodes (see Figure 1) in which dimensionless pressure, density and enthalpy are

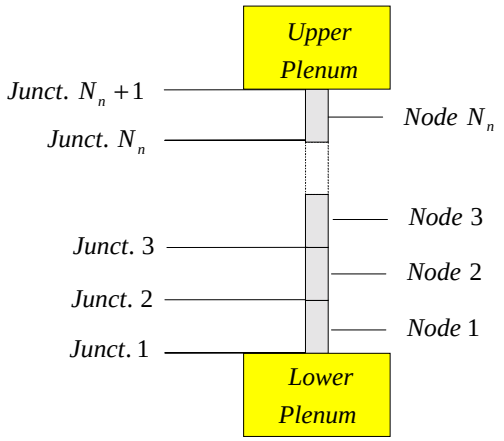


Figure 1 – Boiling channel discretisation

defined. At the junctions separating adjoining volumes dimensionless mass fluxes are defined, resulting in a classical staggered mesh scheme.

Mass and energy balance equations are discretised in conservative form, giving:

$$\rho^{*n+1}_i = \rho^{*n}_i + \frac{G^{*n+1}_i - G^{*n+1}_{i+1}}{\Delta z^*}\Delta t^* \qquad (i = 1,\ldots, N_n) \tag{6}$$

$$\left(\rho^*_i h^*_i\right)^{n+1} = \left(\rho^*_i h^*_i\right)^n + \left[G^{*n+1}_i \dot{h}^{*n}_i - G^{*\ n+1}_{i+1}\dot{h}^{*\ n}_{i+1}\right]\frac{\Delta t^*}{\Delta z^*} + N_{pch}\,\bar{f}^*_q(z^*_i)\Delta t^* \tag{7}$$

where $\bar{f}^*_q(z^*_i)$ is an appropriate average over the i-th node of the heat flux distribution factor and the quantities $\dot{h}^{*n}_i$ and $\dot{h}^{*\ n}_{i+1}$ are the "donored" enthalpies to be evaluated according to the sign of the dimensionless mass flux at each junction, in compliance with the rules of upwind difference numerical schemes.

The evaluation of G^{*n+1}_i and $G^{*\ n+1}_{i+1}$, whose values are required in the above equations, is performed using the momentum equation, discretised in space and time in the form:

$$G^{*n+1}_i = G^{*n}_i + \left[\frac{\overline{G}^{*\ n^2}_{i-1}}{\rho^{*\ n}_{i-1}} - \frac{\overline{G}^{*n^2}_i}{\rho^{*n}_i}\right]\frac{\Delta t^*}{\Delta z^*} - \frac{1}{2}\left[\rho^{*\ n}_{i-1} + \rho^{*n}_i\right]\frac{\Delta t^*}{Fr} - \left[\Lambda + K_{in}\hat{\delta}^*(z^*_i) + K_{ex}\hat{\delta}^*(z^*_i - 1)\right]\frac{2\left|G^{*n}_i\right| G^{*n+1}_i}{\rho^{*\ n}_{i-1} + \rho^{*n}_i}\Delta t^* + \left(p^{*\ n+1}_{i-1} - p^{*n+1}_i\right)\frac{\Delta t^*}{\Delta z^*} \qquad (i = 1,\ldots, N_n + 1) \tag{8}$$

where $\hat{\delta}$ is a Dirac's delta function operating over a discretised domain and $\overline{G}^{*\ n}_{i-1}$ and $\overline{G}^{*n}_i$ are node average mass fluxes. This equation is firstly put in the form:

$$G^{*n+1}_i = C^n_{p,i}\left(p^{*\ n+1}_{i-1} - p^{*n+1}_i\right) + O^n_i \qquad (i = 1,\ldots, N_n + 1) \tag{9}$$

in which C_p and O are appropriate constants and the values of dimensionless pressure at the inlet and the outlet are used for $i=1$ and $i=N_n+1$. Then, mass and energy balance equations are discretised in nonconservative form and combined in order to give a relationship between junction mass fluxes:

$$\Gamma^n_{i+1,i} G^{*\ n+1}_{i+1} = \Gamma^n_{i,i} G^{*n+1}_i + \Theta^n_i \quad (i = 1,\ldots, N_n) \tag{10}$$

Combining the last two equations results in a tridiagonal algebraic system in nodal pressures

$$-\Gamma^n_{i,i}C^n_{p,i}\,p^{*\ n+1}_{i-1} + \left[\Gamma^n_{i,i}C^n_{p,i} + \Gamma^n_{i+1,i}C^n_{p,i+1}\right]p^{*n+1}_i - \Gamma^n_{i+1,i}C^n_{p,i+1}\,p^{*\ n+1}_{i+1} = \Theta^n_i + \Gamma^n_{i,i}O^n_i - \Gamma^n_{i+1,i}O^n_{i+1} \tag{11}$$

which is solved by a standard algorithm [23] giving the nodal dimensionless pressures. Equation (**¡Error!Marcador no definido.**) is then used to update junction mass fluxes, involved in the above described conservative forms of mass and energy balance equations, to evaluate ρ^{*n+1}_i and h^{*n+1}_i. A common problem at this stage is related to mass error, that is the difference between the nodal density calculated by mass conservation and the one corresponding to the value given by state relationships. In the present case, to avoid accumulation of mass error, the value of nodal dimensionless density at the new time-step is assumed equal to the one corresponding to the new dimensionless enthalpy. This is justified by the fact that the mass error at each time step is very small.

Calculation initialisation is performed computing steady-state conditions at constant dimensionless inlet mass flux. Once the channel pressure drop corresponding to the prescribed channel parameters (N_{sub}, N_{pch}, Λ, K_i, K_e, $f^*_q(z^*)$) has been evaluated in steady-state, this is imposed as boundary condition to the boiling channel during the transient analysis, which is initiated by an impulse perturbation in outlet plenum pressure.

In order to get a more clear picture of stability conditions in the parameter space, the above described discretised equations are also linearised by perturbation, according to a methodology successfully adopted in previous works for analysing single-phase thermosyphon loop stability [19-20]. The discretised equations and the related boundary conditions are firstly written in the form of a system of $3N_n + 1$ nonlinear relationships between the values of the components of the vector of independent variables

$$\boldsymbol{y}^T = \left\{p^*_1, p^*_2, \ldots, p^*_{N_n}, h^*_1, h^*_2, \ldots, h^*_{N_n}, G^*_1, G^*_2, \ldots, G^*_{N_n+1}\right\} \tag{12}$$

at two subsequent time-steps ($t = t^n$ and $t = t^{n+1}$). Then, small oscillations around the steady-state conditions are assumed, by writing

$$\boldsymbol{y}^n = \boldsymbol{y}^s + (\delta\,\boldsymbol{y})^n \qquad \boldsymbol{y}^{n+1} = \boldsymbol{y}^s + (\delta\,\boldsymbol{y})^{n+1} \tag{13}$$

Finally, by introducing these definitions in the discretised equations and neglecting second order terms, the linear relationship between old and new time-step perturbations around the steady-state conditions is found to have the form

$$(\delta\,\boldsymbol{y})^{n+1} = -\boldsymbol{J}^s_{y^{n+1}} \cdot \boldsymbol{J}^s_{y^n} \cdot (\delta\,\boldsymbol{y})^n = \boldsymbol{A} \cdot (\delta\,\boldsymbol{y})^n \tag{14}$$

where $\boldsymbol{J}^s_{y^n}$ and $\boldsymbol{J}^s_{y^{n+1}}$ are the Jacobian matrices of the nonlinear discretised equations with respect to $\boldsymbol{y^n}$ and $\boldsymbol{y^{n+1}}$ evaluated at steady-state conditions. Therefore, calculation of the spectral radius $\rho(\boldsymbol{A})$ of matrix $\boldsymbol{A}$ allows discussing stability; in particular, $\rho(\boldsymbol{A})$ greater than unity defines unstable conditions. Furthermore, putting:

$$\rho(\boldsymbol{A}) = \left|\lambda_{\max}\right| \tag{15}$$

where for the eigenvalue having maximum modulus, $\lambda_{\max}$, the following expansion is adopted

$$\lambda_{\max} = \exp\left\{\left(z_R + i\,z_I\right)\Delta t^*\right\} = e^{z_R \Delta t^*}\left[\cos\left(z_I\,\Delta t^*\right) + i\sin\left(z_I\,\Delta t^*\right)\right] \tag{16}$$

it follows that

$$z_R = \frac{\ln\left(\rho(\boldsymbol{A})\right)}{\Delta t^*} \qquad \text{and} \qquad z_I = \frac{1}{\Delta t^*}\arccos\left[\frac{\mathrm{Re}\left(\lambda_{\max}\right)}{\rho(\boldsymbol{A})}\right] \tag{17}$$

The first quantity measures the degree of damping (if negative) or amplification (if positive) of small perturbations and can be used to set up stability maps; the second one allows to evaluate the frequency of the fastest growing (or less damped) perturbation, given by:

$$f_{fast} = \frac{z_I}{2\pi} \tag{18}$$

It will be interesting in the following sections to compare the resulting period of small oscillations, $T_{fast} = f^{-1}_{fast}$, with the transit time of the fluid mixture in the channel, defined as:

$$T_{trans} = \sum_{i=1}^{N_n} \frac{\rho_i \Delta z^*}{\overline{G}^*_i} \tag{19}$$

Considering the above described methodology for linear stability analysis, it can be noted that it is conceptually

similar to the usual stability analysis of ordinary differential equation systems. Nevertheless, it differs from it because it is applied to both space and time discretised algebraic equations.

In addition to provide information on the stability of the addressed physical system when well converged solutions are considered, this methodology is capable to highlight the effects of numerical grid parameters (node size and time-step duration) on stability predictions (see e.g., [19-20; 1]). For the results presented in this work a reasonable degree of numerical convergence was ascertained; however, in presenting stability maps the adopted grid parameters will be reported to precisely identify the calculation assumptions.

4. DISTRIBUTED PARAMETER AND LUMPED PARAMETER MODELS

A distributed model and a lumped parameter model have been developed in previous activities [15] to investigate boiling channel stability by linear and nonlinear techniques. In both cases, the adopted HEM balance equations are essentially the same as the ones used in the above described discretised model. As these models have been already described elsewhere [15-18], only the main modelling choices adopted in their development will be here summarised.

In the distributed parameter model (Figure 2), suitable for the linear stability analysis of single-channel and multi-channel configurations, the HEM partial differential equations are firstly perturbed and the steady-state solution is eliminated to give two linear equation sets (one for the single-phase region and the other for the two-phase region) which are then Laplace transformed. After conversion from the time to the frequency domain, integration of the obtained ordinary differential equations along the channel axis allows to reach closed forms for the Laplace transform of the perturbed variables. Combination of these expressions and conversion to dimensionless form allows expressing the transforms of the dimensionless pressure drop perturbations in the single-phase and the two-phase regions as a function of the inlet dimensionless volumetric flux perturbation

$$\delta\left(\Delta\tilde{p}^{*}_{1\Phi}\right)\left(s^{*}\right)=\tilde{\Gamma}^{*}_{j1}\left(s^{*}\right)\delta\tilde{j}^{*}_{in}\left(s^{*}\right) \qquad (20)$$

$$\delta\left(\Delta\tilde{p}^{*}_{2\Phi}\right)\left(s^{*}\right)=\tilde{\Pi}^{*}_{j1}\left(s^{*}\right)\delta\tilde{j}^{*}_{in}\left(s^{*}\right) \qquad (21)$$

where s^{*} is the dimensionless complex variable. In the particular case of a single channel with constant inlet and outlet plenum pressures (i.e., in the "parallel channel" condition), the constraint of zero total pressure drop perturbation allows to combine the single-phase and the two-phase pressure drop transfer functions to reach a characteristic equation (see Figure 2)

$$1+\tilde{\Pi}_{j1}\left(s^{*}\right)/\tilde{\Gamma}_{j1}\left(s^{*}\right)=0 \qquad (22)$$

whose roots can be discussed to identify the neutral stability conditions.

The lumped parameter model is based on the same HEM balance equations adopted for the distributed parameter model. However, in this case the boiling channel is subdivided into three nodes, two of them representing the single-phase region, the other one adopted for the two-phase region (Figure 3). Balance equations are integrated over each node along the channel and converted into dimensionless form to obtain a set of nonlinear ODEs. Semi-empirical

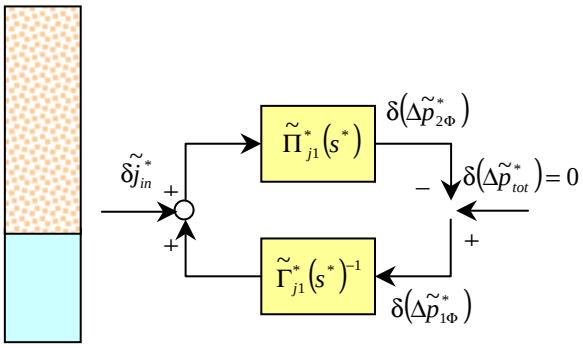


Figure 2 – Boiling channel schematisation and block diagram for the distributed parameter model

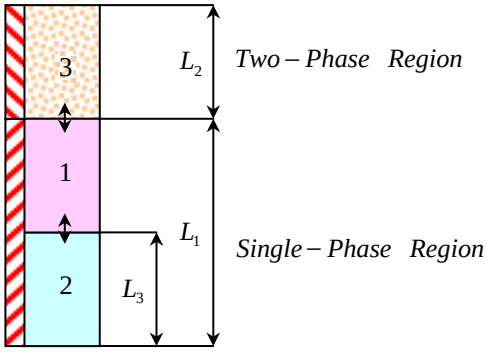


Figure 3 – Boiling channel schematisation for the lumped parameter model

relations are needed to this aim. A heater model is also available, which anyway is not adopted in the present analysis. Linearisation by perturbation of the goverming equations and application of the Routh-Hurwitz criterion allows studying the linear stability conditions. Conversely, numerical integration in time of the ODEs by the Adams predictor-corrector method makes it possible to study the nonlinear transient behaviour of the boiling channel.

5. MODEL APPLICATION

5.1 Linear Stability

The models described in the previous sections have been applied to relevant parameter cases. For purpose of comparison with the lumped and the distributed parameter models, a stability map has been set up with the linearised discretised model for a nearly horizontal channel without distributed friction and uniform heat flux. In the aim to obtain a reasonable convergence, 48 nodes have been used in the channel and a maximum Courant number of 0.9 has been adopted to minimise numerical diffusion. The map has been obtained calculating the values of z_R (see Eq. (15)) within the range 0-30 for N_{pch} and 0-20 for N_{sub} with a step of 0.25 for both coordinates. Contour plots providing a clear picture of stability conditions have been built up on this basis.

Such a plot is shown in Figure 4, in which curves at constant z_R are shown. The typical features of the density wave and Ledinegg instability regions clearly appear. Comparing with Figure 5, in which the marginal stability boundary is shown for the distributed and the lumped parameter models, a good agreement is observed.

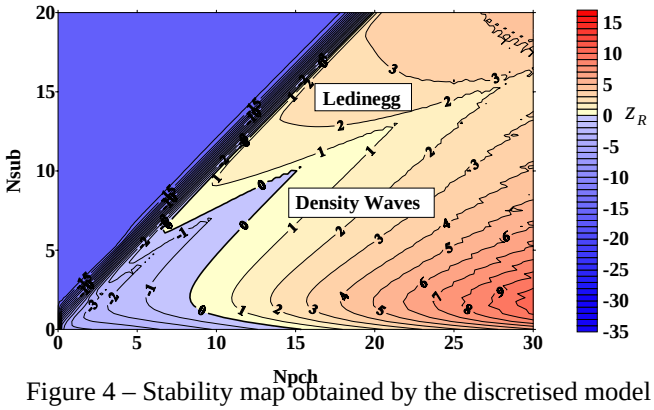


Figure 4 – Stability map obtained by the discretised model (N_n=48, C_{max}=0.9, $Fr = 10^5, \Lambda = 0, K_{in} = 6, K_{ex} = 2, f_q^* = 1$)

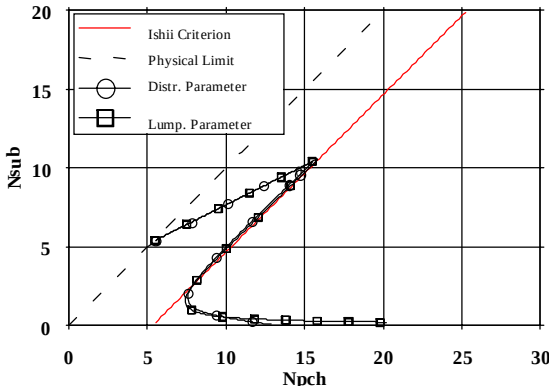


Figure 5 - Stability map obtained by the distributed and the lumped parameter models ($Fr^{-1} = 0, \Lambda = 0, K_{in} = 6, K_{ex} = 2$)

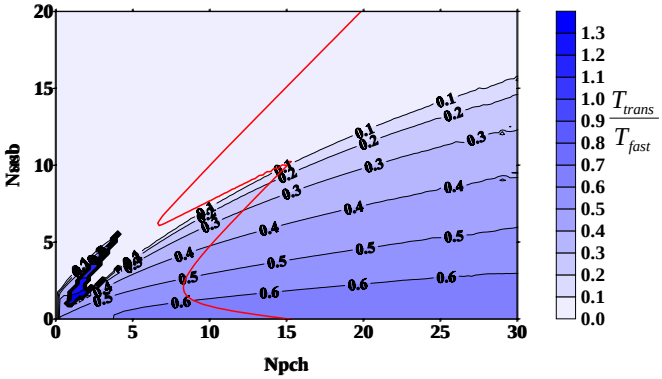


Figure 6 – Ratio between the channel transit time and the period of oscillations obtained by the discretised model (N_n=48, C_{max}=0.9, $Fr = 10^5, \Lambda = 0, K_{in} = 6, K_{ex} = 2, f_q^* = 1$)

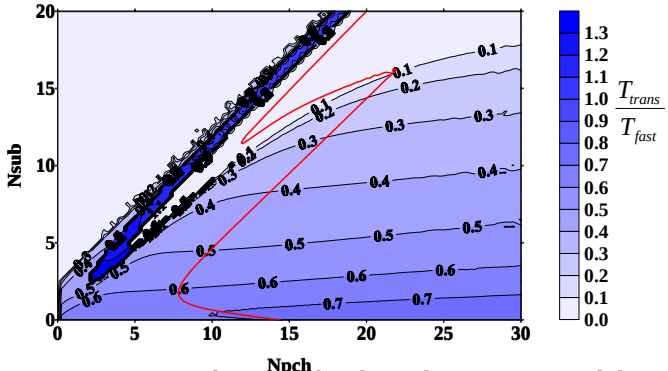


Figure 7 - Ratio between the channel transit time and the period of oscillations obtained by the discretised model (N_n=48, C_{max}=0.9, $Fr = 0.033, \Lambda = 2.85, K_{in} = 6, K_{ex} = 2, f_q^* = 1$)

Some difference can be anyway noted which is partly due to the different methods adopted to set up the maps; in particular, it clearly appears that the construction of a contour plot from discrete values of z_R makes it impossible to carefully describe the thin Ledinegg instability region at low subcooling. On the other hand, the good agreement of the predicted marginal stability boundary for density wave oscillations at high subcooling predicted by the discretised model with the simplified Ishii criterion can be observed.

In addition to provide a reliable description of the marginal stability boundary, the discretised model allows an interesting quantitative look to the degree of damping or amplification throughout the stable and the unstable regions. In particular, it is shown that on either side of the stability boundary z_R changes smoothly except in the vicinity of the zero exit quality line ($N_{sub} = N_{pch}$), where a sort of "continental platform" has its leading edge. The sharpness of this edge is certainly decreased with respect to the actual trend, owing to the use of smoothed fluid properties across the boiling boundary.

The ratio between the fluid transit time and the period of oscillation at the onset of instability as obtained by the discretised model throughout the Ishii-Zuber plane is shown in Figure 6. It can be noted that the period of density wave oscillations is not predicted to be everywhere equal to twice the transit time. In particular, a continuous distribution of frequencies exists going from low subcooling to the boundary for Ledinegg instability, where excursive behaviour occurs, characterised by an infinite period of oscillation.

Figure 7 shows similar results obtained for a vertical channel with distributed friction. The comparison with Figure 6 indicates that the main factor affecting the distribution of the frequency of oscillation in the Ishii-Zuber plane is the location of the Ledinegg instability region, limiting the zone in which the period of oscillation may have a finite value.

5.2 Nonlinear behaviour

Figures 8 and 9 show stable limit cycles obtained by the discretised model and the lumped parameter model in the case of very large Froude number (e.g. horizontal channel, or microgravity conditions) with friction losses concentrated at the inlet and at the outlet of the channel. The similarity of the trends obtained by the two models can be noted.

It is also interesting to investigate by the discretised model the distribution of relevant variables along the channel during these limit cycle oscillations. The results obtained for density, pressure, mass flux and momentum flux are shown in Figure 10. Some relevant features appear in the figure:

- all the variables oscillate with a relatively long frequency due to the vicinity of the operating point to the Ledinegg instability region (see Figure 6);
- density oscillations occur almost simultaneously along the whole two-phase region as the time needed to propagate density waves is much shorter than the period of oscillations;
- singular pressure drops over the inlet and the outlet sections oscillate almost counterphase; it is interesting to note that, due to the absence of distributed losses and gravity along the channel, very small pressure drops

occur in the non-boiling region, while in the boiling region acceleration losses appear;

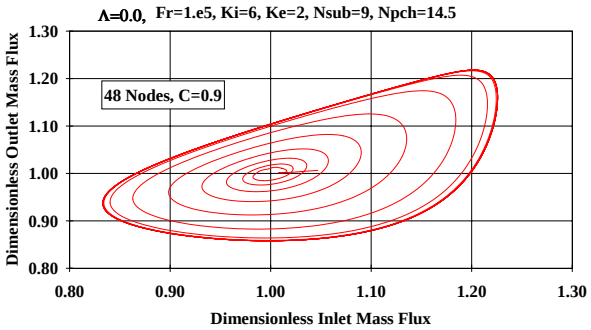


Figure 8 – Limit cycle obtained by the discretised model

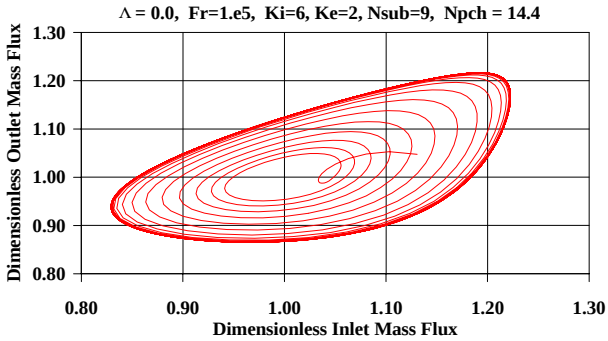
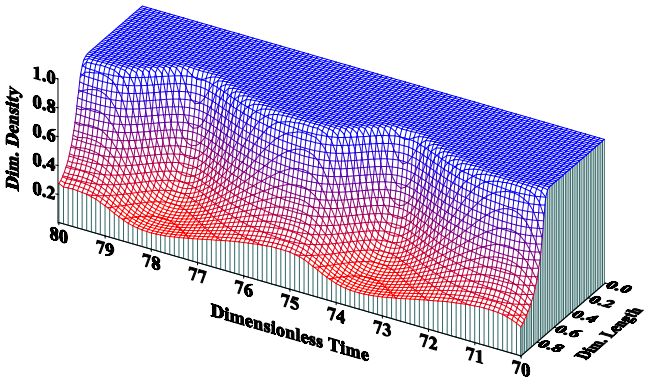
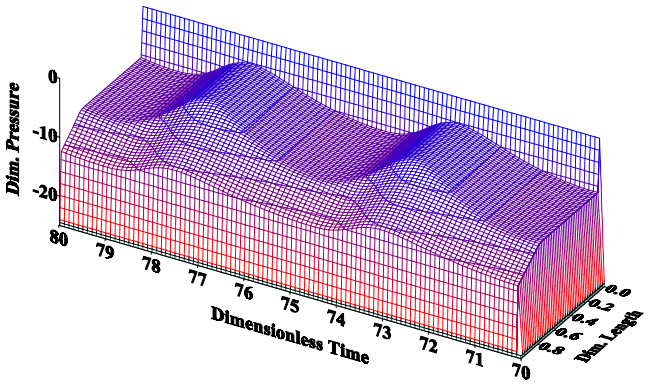


Figure 9 – Limit cycle obtained by the lumped parameter model

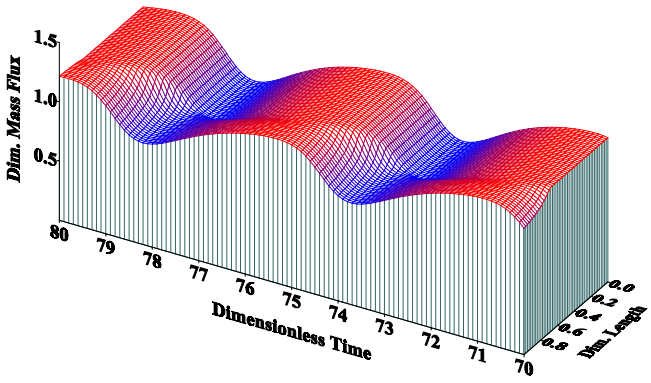
boiling region, as a consequence of the constraint on the



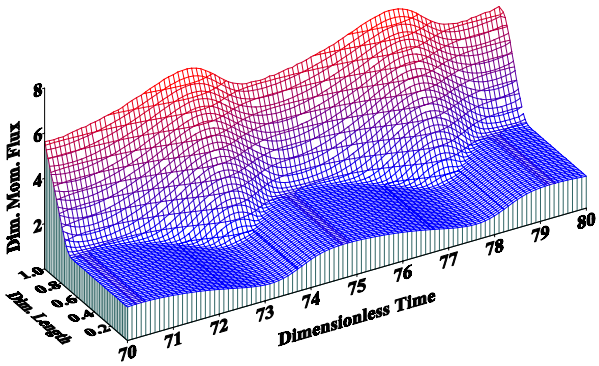
Dimensionless Density



Dimensionless Pressure



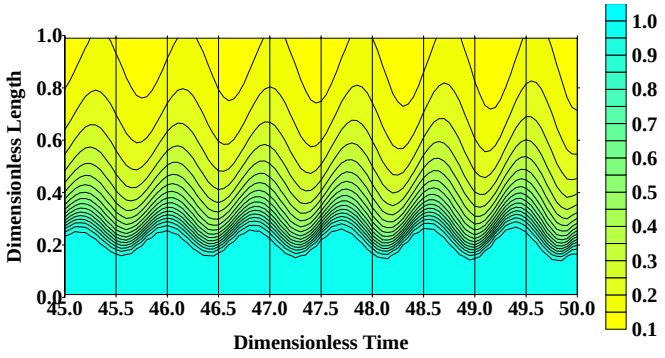
Dimensionless Mass Flux



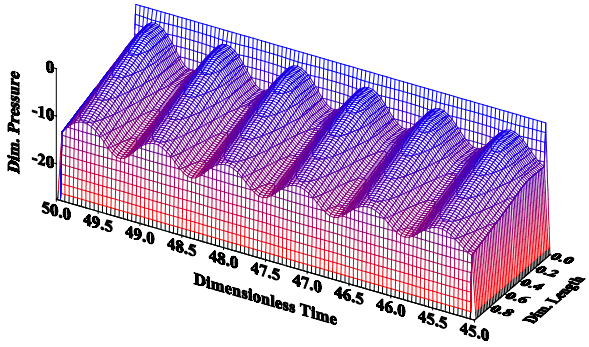
Dimensionless Momentum Flux

Figure 10 – Distribution of relevant variables during a limit cycle as predicted by the discretised model (N_n =48, C_{max}=0.9, $Fr = 10^5, \Lambda = 0.0, K_{in} = 6, K_{ex} = 2, N_{pch} = 14.5, N_{sub} = 9, f_q^* = 1$)

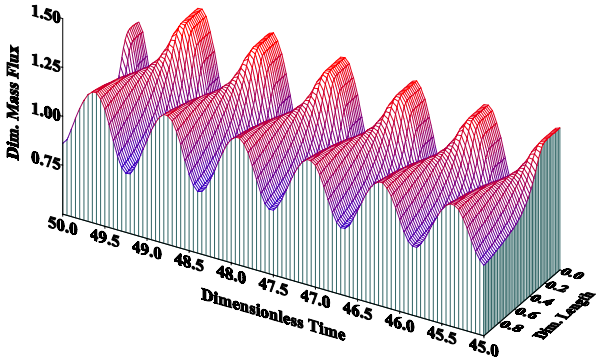
- mass flux perturbations propagate instantaneously in the non-boiling region and with some delay in the boiling one; on the other hand, momentum flux perturbations oscillate nearly counterphase in the non-boiling and the overall pressure drop;
- oscillations in outlet pressure drop do not occur in phase with those in outlet density and outlet mass flux; however, they are obviously in phase with oscillations in outlet momentum flux.



a) Dimensionless density distribution



b) Dimensionless pressure distribution



c) Dimensionless mass flux distribution

Figure 11 –Distribution of main variables during oscillations ($N_n = 48, C_{\max} = 0.9, Fr = 10^5, \Lambda = 0.0, K_{in} = 6, K_{ex} = 2, N_{pch} = 8.5, N_{sub} = 2, f_q^* = 1$)

As this quantitative information is related to a particular region of the Ishii-Zuber plane, where the period of oscillations is much larger than the fluid transit time, a similar analysis has been repeated at a lower value of subcooling near the "nose" of the stability boundary, where the period of oscillations is closer to twice the transit time.

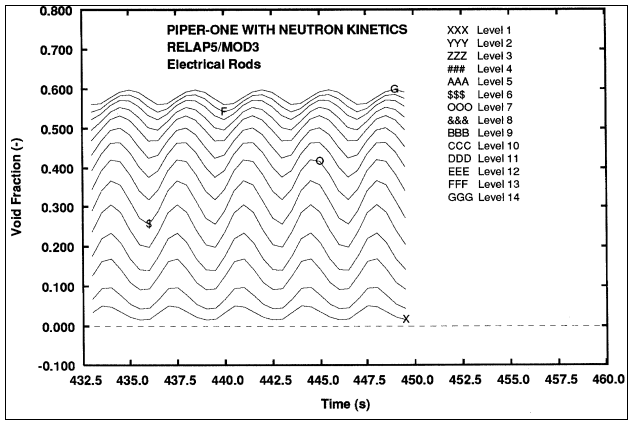


Figure 12 – RELAP5/MOD3: void fraction at different levels along a boiling channel during density wave oscillations (from [21])

Figure 11a shows in the form of a contour plot the results obtained for density along the channel during slowly diverging oscillations in such a case. It can be seen that, owing to the reduced length of the liquid region, the delays in propagation of density perturbations are enhanced. In this case the oscillations in the outlet pressure drop (Figure 11b) are more closely related with those in outlet channel density and in exit mass flux (Figure 11c). This behaviour suggests a combined role of both velocity perturbations and density waves in this parameter range.

Results similar to the ones previously described were found in the case of vertical channels with distributed friction. This suggests to consider density-wave oscillations as the result of both velocity and density perturbations, whose combination occurs in different ways in the various regions of the parameter space.

In order to better support the previous findings at least in the case of low subcooling, Figure 12 shows the results obtained in a previous work [21] by the RELAP5/MOD3 code for density wave instability in a downscaled boiling water reactor simulator with nearly saturated water at channel inlet. The calculation assumed that neutron kinetics could be simulated in the experimental apparatus by an appropriate processing of core level measurements, to account for density-reactivity feedback. Though this situation is more complex than the single channel one addressed in the above analyses, since it includes also loop and point kinetics effects, it is clear from the figure that density does not change simultaneously along the channel; in particular, density-wave propagation is clearly predicted by the two-fluid model, in similarity with the results obtained by the homogeneous equilibrium model at low subcooling (see Figure 11a).

6. CONCLUSIONS

This study aimed to contribute to the understanding of the mechanisms characterising density-wave oscillations in boiling channels under different operating conditions. The starting point of the analysis have been the criticisms raised by Rizwan-uddin [11] in a previous work against the classical description of the phenomenon.

The use of different linear and non-linear analysis tools and, in particular, of a recently developed space and time discretised model allowed to get quantitative information about the behaviour of a boiling channel under constant pressure drop conditions.

On the basis of the obtained data, it is possible to conclude that:

- considering channel conditions close to the stability boundary *at high subcooling*, it was possible to confirm the picture proposed by Rizwan-uddin [11] for boiling channel oscillations, in which:
  - the period of oscillations is considerably longer than twice the fluid transit time;
  - the outlet density does not oscillate in phase with outlet pressure drop;
  - the density-wave phenomenon looks mostly governed by flow perturbations rather than by actual density wave propagation;
- on the other hand, considering slowly diverging oscillations *at low subcooling* it was found that the system behaves in greater similarity with what suggested by classical descriptions:
  - the period of oscillations is closer to twice the fluid transit time;
  - outlet density oscillations are more closely correlated with outlet pressure drop oscillations;
  - density wave propagation can be observed along the channel;
- even in the case of high Froude numbers with friction concentrated at the inlet and the outlet sections, the period of density-wave oscillation is roughly equal to twice the channel transit time only in a limited range of parameters; therefore, the deviation of the ratio T_{trans} / T_{fast} from 0.5 cannot be explained with the effects of distributed friction or gravity;
- the continuous distribution of the ratio T_{trans} / T_{fast} which has been found throughout the Ishii-Zuber plane shows that the Ledinegg instability can be found in the limit of density wave instabilities at zero oscillation frequency; as a consequence, the position of the Ledinegg stability boundary, depending on the static characteristics of the channel, strongly affects the distribution of T_{trans} / T_{fast}.

In summary, as it was partly expected, the obtained results show that both flow perturbations and density waves superimpose and interact during boiling channel oscillations, resulting in the observed complex behaviour. As a consequence, comprehensive descriptions of the phenomenon should account for the combination of both, avoiding to focus on a single effect.

The relative weight of either kind of mechanism is different in different regions of the parameter space, showing that at low subcooling the classical descriptions of density wave phenomena may be possibly considered applicable, while at high subcooling they clearly break down.

NOMENCLATURE

Roman Letters

A	cross section area [m^2]
$\mathbf{A}$	matrix
C_{max}	maximum Courant number in the channel
C_p	constant
D_h	hydraulic diameter [m]
Fr	Froude number [-]
f	friction factor [-] or frequency [s^{-1}]
f_q	heat flux distribution function [-]
G	mass flux [$kg/(m^2s)$]
g	gravity [m/s^2]
h	specific enthalpy [J/kg]
$\mathbf{J}$	Jacobean matrix
j	volumetric flux [m/s]
K	singular pressure drop coefficient [-]
L	channel length [m]
N_n	number of nodes [-]
N_{pch}	phase change number (see Eqs.2) [-]
N_{sub}	subcooling number (see Eqs.2) [-]
O	constant
p	pressure [Pa]
q_0''	heat flux [W/m^2]
T	period [s]
t	time [s]
v	specific volume [m^3/kg]
w_0	reference velocity scale [m/s]
$\mathbf{y}$	vector of independent variables
z	axial coordinate [m]
z_R, z_I	real and complex exponents

Greek Letters

Γ	constant or transfer function
δ	Dirac's delta function [-]
Θ	constant
Λ	dimensionless friction parameter [-]
λ	eigenvalue [-]
Π_h	heated perimeter [m]
Π	transfer function
ρ	density [kg/m^3] or spectral radius

Subscripts

d	dimensional value
ex	exit
f	liquid
$fast$	fastest growing perturbation

g	vapour
h	heated
i	node index
in	inlet
j	volumetric flux
max	maximum
trans	transit
y^n	related to $\mathbf{y}^n$

Superscripts

n	referred to the old time-step
n+1	referred to the new time-step
a^*	dimensionless quantity
$\bar{a}$	node average quantity
$\dot{a}$	donored quantity
$\tilde{a}$	Laplace transformed variable

REFERENCES

[4] F. D'Auria (Editor) et al. "State-of-the-art report on boiling water reactor stability", NEA/CSNI/R(96)21, OCDE/GD(97)13, OECD/NEA Paris, 1997

[5] J. March-Leuba and J.M. Rey, "Coupled thermohydraulic-neutronic instabilities in boiling water nuclear reactors: a review of the state of the art ", *Nuclear Engineering and Design*, 145, (1993), pp. 97-111

[6] K. Svanholm "An analysis of density wave instabilities by means of graphic computations", Halden – Norway, Dr. Techn. Thesis (1970)

[7] R.T. Lahey and F.J. Moody "The thermalhydraulics of a boiling water reactor", ANS 1993

[8] J.A. Bourè, A.E. Bergles, L.S. Tong "Review of Two-Phase Flow Instability" *Nuclear Engineering and Design*, 25, (1973), pp.165-192

[9] K. Svanholm and J. Friedly "An elementary introduction to the problem of density wave oscillations", Proc. International Workshop on BWR Stability, Holtsville NY, USA, 17-19 October 1990, CSNI Report 178, pp. 317-336

[10] S. Kakaç and H.T. Liu "Two-phase flow dynamic instabilities in boiling systems" in Multiphase Flow and Heat Transfer – Second International Symposium, Vol. 1, Hemisphere, Washington DC, 1991, pp.317-336

[11] Rizwan-uddin, "Physics of Density Wave Oscillations", International Conference on 'New Trends in Nuclear System Thermohydraulics', Pisa, May 30th-June 2nd, 1994

[12] P. Saha, M. Ishii and N. Zuber "An experimental Investigation of Thermally Induced Flow Oscillations in Two-Phase Systems", J. Heat Transfer, 98, pp. 616-622, 1976

[13] M.Z. Podowski, "Instabilities in Boiling Systems", Third International Topical Meeting on Nuclear Plant Thermal Hydraulics and Operations, Seoul, Korea, November 1988, pp. A1-88- A1-98

[14] K. Fukuda and T. Kobori "Classification of Two-Phase Flow Instability by Density Wave Oscillation Model" *J. Nucl. Sci. Technol*. 16(2), pp. 95-108, 1979

[15] P. Di Marco "Sviluppo e convalida di modelli per l'analisi lineare e non lineare di oscillazioni dovute ad onde di densità nei canali bollenti", Research Doctorate Thesis in Nuclear Engineering, University of Pisa, February 1989 (in Italian)

[16] F. D'Auria, P. Di Marco, A. Soldati "A distributed model to perform a linear analysis of density-wave instabilities in a natural circulation loop", VII UIT National Heat Transfer Conference, Florence, June 15-17, 1989

[17] P. Di Marco, A. Clausse and R.T. Lahey, Jr. "An analysis of nonlinear instabilities in boiling systems", *Dynamics and Stability of Systems*, Vol. 6, No. 3, 1991

[18] P. Di Marco, A. Clausse, R.T. Lahey Jr., D.A. Drew "A nodal analysis of instabilities in boiling channels", Int. J. Heat and Technology, Vol. 8, No. 1-2, 1990

[19] W. Ambrosini and J.C. Ferreri "Stability analysis of single-phase thermosyphon loops by finite difference numerical methods" Proc. Post SMiRT 14 Int. Seminar 18: Passive Safety Features in Nuclear Installations, Pisa, Italy, August 25-27, pp. E2.1-E2.10

[20] W. Ambrosini and J.C. Ferreri, 1998 "The effect of truncation error on numerical prediction of linear stability boundaries in a natural circulation single-phase loop", *Nuclear Engineering and Design*, 183 (1998), 53-76

[21] W. Ambrosini, F. D'Auria, G. Galassi, M. Mazzini "The Research Program on the Instability of Boiling Channels to be carried out by the PIPER-ONE Apparatus", 30th Meeting of the European Two-Phase Flow Group, Hannover, June 7-10, 1993

[22] D.R. Liles and W.H. Reed "A semi-implicit method for two-phase flow dynamics", *J. of Computational Physics*, 26, 390 (1978)

[23] W.J. Minkowycz, E.M. Sparrow, G.E. Schneider and R.H. Pletcher "Handbook of numerical heat transfer", John Wiley, New York, 1989

[1] W. Ambrosini, P. Di Marco, A. Susanek "Prediction of Boiling Channel Stability by a Finite-Difference Numerical Method", Submitted at the 2nd International Symposium On Two-Phase Flow Modelling And Experimentation, *Pisa, Italy - May 23-26, 1999*

La situación radiológica en los atolones Mururoa y Fangataufa, como resultado de los ensayos nucleares realizados en el Pacífico Sur

Menossi, C.A.

Presentado en el VI Congreso Argentino de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear.
Buenos Aires, Argentina, 22-24 setiembre 1998

LA SITUACIÓN RADIOLÓGICA EN LOS ATOLONES MURUROA Y FANGATAUFA, COMO RESULTADO DE LOS ENSAYOS NUCLEARES REALIZADOS EN EL PACÍFICO SUR

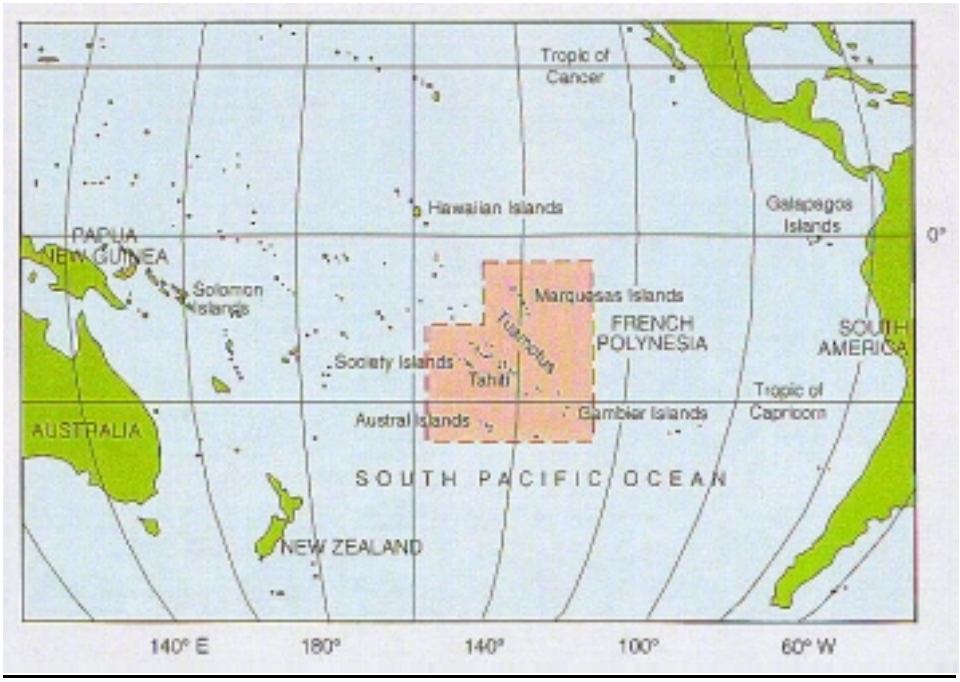
Menossi, C.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

En abril de 1996, el OIEA aceptando la solicitud efectuada en 1995 por el gobierno de Francia, comenzó un estudio para evaluar, en forma independiente, la situación radiológica de los atolones Mururoa y Fangataufa ubicados en la Polinesia Francesa, donde Francia realizó 193 ensayos nucleares sobre y bajo los referidos atolones, entre julio de 1966 y enero de 1996.

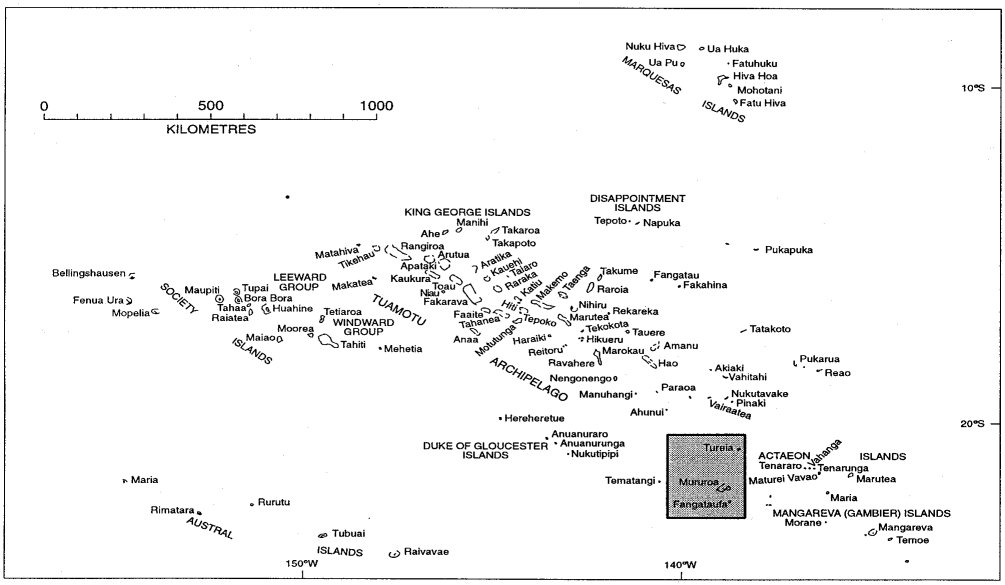
ANTECEDENTES

Los atolones de Mururoa y Fangataufa están situados en la mitad del camino entre Australia y América del Sur, en el Pacífico Sur, a la altura del Trópico de Capricornio.



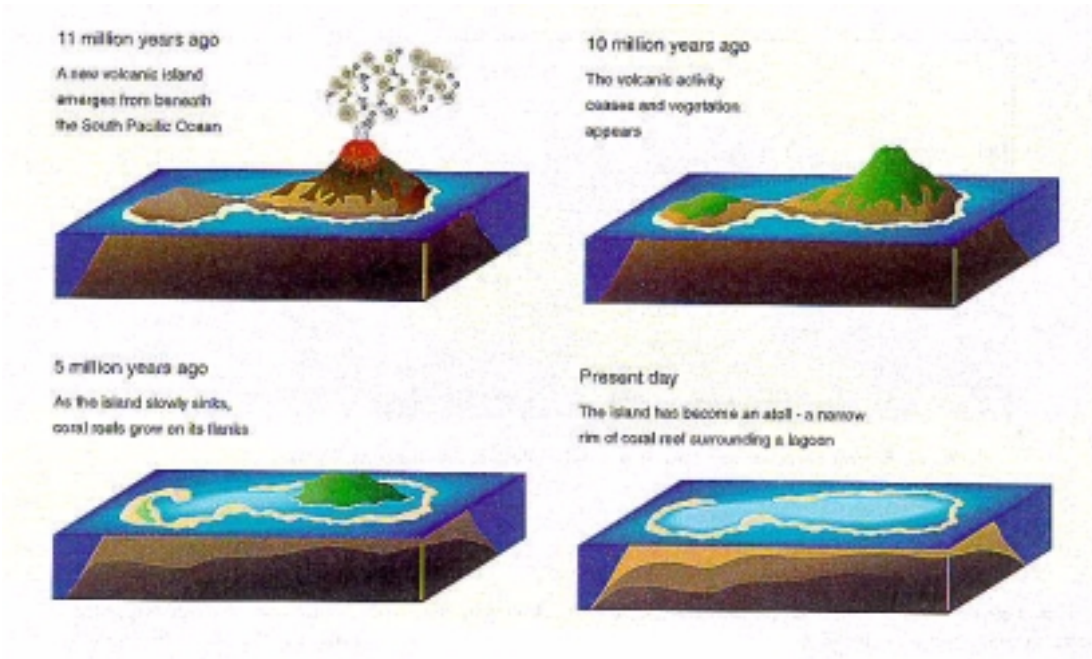
Ubicación de la Polinesia Francesa en el Océano Pacífico Sur

Dichos atolones están conformando la cadena Pitcairn-Gambier en el extremo sudeste del Archipiélago de Tuamotú. Es importante mencionar que un atolón es un anillo formado por un arrecife de coral que conforma una laguna cerrada, saliendo, a lo sumo, unos metros sobre el océano circundante, que puede cortarse en muchos lugares de sus bordes, por causas irregulares.



Localización de los atolones de Mururoa y Fangataufa en el archipiélago de Tuamotú -en la Polinesia Francesa- en el Océano Pacífico Sur

Los atolones Mururoa y Fangataufa estuvieron formados por volcanes submarinos extinguidos y son restos de sustrato volcánico rodeado por una plataforma del arrecife de coral rodeado de agua con profundidades de miles de metros. Por consiguiente, la estructura vertical de cada atolón consiste esencialmente de dos sucesiones de piedras: un basamento de basalto ígneo volcánico, y sobre él, una capa de carbonato sedimentario de unos cuantos cientos de metros de espesor.



Evolución del atolón de Mururoa

Las pruebas nucleares llevadas a cabo en los atolones Mururoa y Fangataufa fueron de 2 tipos: 178 fueron ensayos nucleares en los que los dispositivos nucleares fueron explotados produciendo grandes descargas de energía, y 15 fueron “ensayos de seguridad” (safety trials) en los que se simularon accidentes, explotando los dispositivos nucleares con explosivos convencionales, produciendo, en estos casos, una baja descarga de energía liberada.

41 de las pruebas nucleares fueron detonadas en la atmósfera (37 en Mururoa y 4 en Fangataufa), realizadas entre julio de 1966 y septiembre de 1974, además se efectuaron 137 detonaciones subterráneas (127 en Mururoa y 10 en Fangataufa) las que se produjeron entre junio de 1975 y enero de 1996.

De los 15 “ensayos de seguridad” llevados a cabo en el atolón de Mururoa, 5 fueron atmosféricos y 10 detonaciones subterráneas.

Las experiencias nucleares se efectuaron de la siguiente forma:

- La mayoría de las pruebas nucleares atmosféricas se efectuaron con el dispositivo suspendido en globo algunos centenares de metros sobre la superficie de la laguna, en tres casos los dispositivos se dejaron caer de aviones. En todos los casos la altitud de la detonación fue suficiente para que no se alcance el nivel del mar, minimizando así la producción de precipitación radiactiva local (“fallout local”). Hubo sin embargo, 4 pruebas nucleares atmosféricas (3 efectuadas en el atolón de Mururoa y 1 en el atolón de Fangataufa) en los que el dispositivo fue colocado sobre una barcaza que flotaba en las lagunas. En estos casos, la mayor parte del material radiactivo fue dispersado en los atolones, en el mismo lugar de las detonaciones. Los 5 “ensayos de seguridad” efectuados en la atmósfera, fueron llevados a cabo en la parte norte de Mururoa, en 3 sitios sobre el borde del atolón, identificados como Colette, Ariel y Vesta.

- Los ensayos subterráneos se efectuaron a profundidades de 500 a 1100 metros (en el basamento de basalto) en forma vertical bajo las márgenes o bajo el fondo de las lagunas de los atolones Mururoa y Fangataufa.

  Cada explosión generó calor intenso y altas presiones. Ello hizo que se funda el basalto en la vecindad inmediata del sitio de la detonación y se formase, hacia arriba, una cavidad aproximadamente esférica y una “lente” o “menisco” de piedra de basalto fundido en el fondo de la cavidad.

  Al enfriarse la piedra de basalto fundido, la lava solidificó como un vidrio, varias horas después de la explosión, la piedra de basalto fracturada se derrumbó dentro o sobre la cavidad, creando una cavidad-chimenea llena de cascotes. Eventualmente, la cavidad del basalto circundante se va llenando por infiltración de agua. Así, teniendo en cuenta que gran cantidad del material radiactivo residual formado por las explosiones subterráneas, quedó retenido en la lava, y que algunos radionucleidos se depositaron en los “cascotes”, estos están disponibles para el intercambio con el agua de la cavidad.

  De los 10 “ensayos de seguridad” subterráneos llevados a cabo en huecos cilíndricos verticales bajo la margen nordeste del atolón de Mururoa, 7 de ellos se efectuaron en la formación de carbonato, a profundidades algo superior a los 280 metros, y 3 en la parte inferior de la formación de carbonato, pero dentro del basalto e involucraron una liberación de energía tal que produjo hundimiento de las formaciones de carbonato.

OBJETIVO DEL ESTUDIO

El estudio fue realizado para evaluar la situación radiológica de los atolones de Mururoa y Fangataufa, después del cese de los ensayos nucleares en los mismos y a largo plazo (el programa francés de experiencias nucleares cesó el 27 de enero de 1996). Específicamente los objetivos del estudio fueron:

- evaluar, desde el punto de vista de la seguridad radiológica la situación de los atolones Mururoa y Fangataufa, incluyendo las áreas de influencia,

- determinar si existe algún riesgo radiológico para las personas, particularmente para los pobladores de las islas o atolones cercanos (en la vecindad), y

– recomendar la forma, el tiempo y la duración de cualquier acción remedial, monitoraje u otra acción que pudiera o fuera necesaria llevar a cabo en la zona, (incluyendo los propios atolones Mururoa y Fangataufa).

Es importante mencionar aquí que el estudio se llevó a cabo, aunque, el UNSCEAR, durante el transcurso de los años, compiló y resumió la información retrospectiva que se disponía para evaluar la situación, pero era necesario que en forma independiente alguna organización efectuara un profundo estudio en el lugar.

A ese respecto, en el estudio llevado a cabo, se utilizó como documento principal en materia de protección radiológica, las Normas Básicas de Seguridad Radiológica, patrocinado conjuntamente por la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económicos (AEN/OECD), el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Organización de las Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación (FAO), la Organización Internacional del Trabajo (OIT), la Organización Mundial de la Salud (OMS) y la Organización Panamericana de la Salud (OPS), publicada por el OIEA en 1996 (Colección Seguridad Nº 115).

ORGANIZACIÓN

La organización para el estudio estuvo formada por un Comité Asesor Internacional (IAC), por dos grupos de tareas y por cinco grupos operativos conformados por el IAC, como Dirección del Proyecto -el OIEA- y una Oficina de Enlace (el Gobierno Francés). La primera reunión del IAC se llevó a cabo en Viena durante los días 13 y 14 de abril de 1996, dando comienzo así al referido estudio.

DIAGRAMA DEL ESTUDIO

Las actividades fueron divididas en dos Grupos de Tareas:

GRUPO A: Fue el encargado de evaluar la contaminación del ambiente terrestre y acuático (marino). Midió los niveles actuales debidos al material radiactivo residual en el medio ambiente terrestre de los atolones y de sus costas o bordes marinos. Asimismo estimó las dosis de radiación presentes y futuras, atribuibles al material radiactivo residual existente en los atolones de Mururoa y Fangataufa.

Utilizando además la información proporcionada por el Grupo B, también estimó la dosis de radiación potencial atribuible al material radiactivo residual localizado en las cavidades producidas en los “ensayos de seguridad” efectuados bajo los atolones.

GRUPO B: Asumió la responsabilidad de identificar el término fuente, el transporte de los radionucleidos en la geósfera y el modelado de dispersión o de difusión marina. A ese respecto, este Grupo ha estimado la cantidad de material residual existente en las cavidades subterráneas que podría migrar a través de la geósfera y dispersarse en el océano circundante o directamente a través de la laguna de los atolones Mururoa y Fangataufa. Finalmente, evaluó la dispersión a través del océano Pacífico Sur, con el fin de poner en perspectiva las dosis, a largo plazo, atribuibles a este material.

MUESTREO AMBIENTAL

En base a los trabajos presentados, se infiere que el estudio involucró la obtención de muestras ambientales y la observación, por mediciones directas, en los atolones de Mururoa y Fangataufa que permitieron verificar la similitud con los resultados que se disponían con anterioridad (principalmente de las fuentes francesas). La campaña llevada a cabo en el archipiélago, incluyó muestras de la superficie terrestre, corales y flora de los atolones incluyendo algunos atolo-

nes e islas vecinas cercanas. Asimismo, se obtuvieron muestras de la parte acuática específicamente de aquellas que conforman las lagunas de los atolones y también del océano circundante a los atolones y su biota.

Los muestreos terrestres involucraron la obtención de aproximadamente 300 muestras de vegetales, cocos, arenas, corales, lecho de roca de coral y aerosoles. En dichas muestras se efectuaron más de 1000 determinaciones de radionucleidos y mas de 100 mediciones directas por espectrometría gamma sobre el terreno. Sobre las muestras provenientes de la parte acuática, también involucró mediciones por espectrometría gamma directas en el lecho marino. En este caso, se obtuvieron más de 300 muestras de la laguna, agua del océano, sedimentos, corales y biota. El análisis de unos 13 000 litros de agua y aproximadamente 1000 kilos de muestras sólidas representaron el esfuerzo analítico.

Se puso especial énfasis en que durante la realización de los muestreos de todas las muestras obtenidas, o de las mediciones efectuadas directamente sobre el terreno, terrestre o acuático, los integrantes de los grupos operativos no tuvieron restricción alguna del gobierno francés.

LA SITUACIÓN RADIOLÓGICA PRESENTE

Tal como se mencionó, el objetivo de la evaluación de la situación presente era estimar las dosis de radiación que recibirían las personas debido a los radionucleidos presentes en el material radiactivo residual existente en el ambiente accesible de los atolones de Mururoa y Fangataufa, y sus zonas de influencia. Así, los valores utilizados para la evaluación, estuvieron basados en datos disponibles, complementados por los resultados obtenidos durante la campaña de vigilancia llevada a cabo en los atolones.

Se mencionó específicamente que si bien no hay registro alguno de que los atolones hayan estado alguna vez habitados por indígenas, es conocido que ha habido algunos pobladores circunstanciales en Mururoa, además del personal involucrado, en los dos atolones, en el programa de experiencias nucleares. Sin embargo el estudio postuló moradores hipotéticos en los atolones y evaluó las dosis de radiación que pudieron ser recibidas por ellos.

Asimismo, en el estudio se presumió, que los hipotéticos moradores, se alimentaban con mariscos del lugar, y teniendo en cuenta además asunciones conservadoras sobre la dieta y la forma de vida, el estudio estimó un límite superior de dosis que podrían recibir si los atolones realmente fueran habitados. También se mencionó que el estudio permitió estimar, en forma conservadora, la dosis que podría haber recibido la población presente en el atolón de Tureia localizada a aproximadamente 130 km, que es la tierra habitada mas cercana a los atolones de Mururoa y Fangataufa.

LA SITUACIÓN RADIOLÓGICA POTENCIAL

Otro de los aspectos que el estudio tuvo en cuenta fue el de evaluar las hipotéticas dosis a largo plazo que podrían recibir las personas en cualquier parte del Pacífico Sur -además de la que recibirían, debido al material existente en el ambiente accesible de los atolones- como resultado de la migración, a las lagunas de los atolones y al océano circundante a los mismos, en este caso debido a la migración de los materiales residuales presentes en el subsuelo de los atolones Mururoa y Fangataufa. Se evaluó que semejante descarga podría ser causada por la migración normal del material radiactivo residual, a través de la geósfera, o por la ocurrencia de eventos disociadores.

La evaluación involucró cuatro pasos:

El paso inicial incluyó una valoración del rendimiento de cada prueba nuclear, para su comparación con registros sísmicos, principalmente los datos obtenidos por Nueva Zelandia. Las características específicas de cada dispositivo nuclear y de cada prueba nuclear no fueron pro-

vistas por el gobierno francés para el estudio, pero fue posible evaluar, en forma independiente el término fuente del inventario total.

Por ejemplo, haciendo asunciones sobre cada dispositivo, se pudo evaluar la actividad de todos los radionucleidos en el subsuelo de Mururoa y Fangataufa, es decir el material radiactivo residual generado por cada prueba nuclear, en base a sus rendimientos y los materiales utilizados en el ensamble de los dispositivos.

El segundo paso fue calcular el término fuente que se utilizó en el estudio, calculando la dispersión del material radiactivo residual liberado en el océano, por ejemplo la proporción de radonucleidos (tasa) que podría migrar, de cada cavidad subterránea generada en cada prueba, a las lagunas de los atolones o directamente al océano. Según la información presentada, ello se llevó a cabo en dos etapas; primero fue estimada la concentración de cada radionucleido disuelto en el agua salina que llenó cada cavidad-chimenea; y segundo, se concluyó el modelado que permitió conocer la tasa de migración del material disuelto en la formación de basalto y en la de carbonato.

Así, a través del muestreo de dos cavidades-chimeneas, originadas por ensayos subterráneos, se pudo validar con buen grado de aproximación el modelo propuesto. En este modelo de migración de radionucleidos a través del basalto y hacia la zona de carbonatos, se efectuó utilizando un modelo de porosidad, desarrollado para la valoración de pérdida o migración desde el subsuelo. Los cálculos del modelado tuvieron en cuenta el flujo en las fracturas y la retención de algún radionucleido en el basalto. La velocidad del flujo del agua, se supuso constante, y fue obtenido con el modelo hidrológico. Los cálculos se llevaron a cabo para 32 radionucleidos, pero se prestó atención particular a 3 de ellos de importancia radiológica potencial (Pu-239, Cs-137 y Sr-90), además se puso especial énfasis sobre el H-3 pues se lo utilizó como indicador en los estudios de migración).

El inventario previsto en las formaciones de carbonatos se lo comparó con estimaciones basadas en las concentraciones de radionucleidos en las aguas subterráneas de las formaciones de carbonatos, determinados por los franceses, complementadas con observaciones independientes provenientes del estudio llevado a cabo. Asimismo, usando un modelo de mezcla semiempírica, se estimaron las proporciones de migración futuras de radionucleidos de las formaciones de carbonatos a las lagunas de los atolones, como así también lateralmente al océano.

Para simplificar la evaluación del término fuente total, por ejemplo, las descargas vs el tiempo, de todas las pruebas nucleares subterráneas, el estudio dividió las pruebas nucleares en categorías y luego determinó la contribución integrada de cada categoría.

Las que mas contribuyeron a la descarga (o aporte global) fueron tres tipos de explosiones nucleares; 12 pruebas realizadas en el atolón de Mururoa a poca profundidad, de tal manera que la parte superior de la cavidad-chimenea dejada, penetró en la formación de carbonato; 4 pruebas nucleares (3 en Mururoa y 1 en Fangataufa) que dejaron significativa cantidad de material en la base de la cavidad, dentro del basalto, y 4 “ensayos de seguridad”, llevados a cabo en las formaciónes de carbonato, en Mururoa, sin producción de productos de fisión, fue una de las fuentes más importantes de acumulación de plutonio.

El estudio también evaluó varios eventos hipotéticos disociadores, que incluyeron eventos externos y aquellos debidos a cambios climáticos que pudieron haber llevado cambios en las proporciones medidas en las cavidades-chimeneas, o en las concentraciones de material radiactivo que producen exposición en el ambiente (p. ej.: cantidad de plutonio en los sedimentos). A tal fin, fueron tenidas en cuenta las consecuencias de un solo evento disociador, particularmente considerando las variaciones encontradas en las formaciones de carbonato, en la zona norte del atolón de Mururoa, es decir en las áreas donde algún “ensayo de seguridad” subterráneo y algunas de las pruebas nucleares produjeron cavidades-chimeneas que penetraron en las formaciones de carbonato.

El tercer paso era usar el término fuente en diferentes tiempos, modelando la dispersión por migración del material liberado en el Océano Pacífico Sur y calculando, en varios lugares, las concentraciones futuras de radionucleidos de importancia radiosanitaria.

Finalmente, el estudio permitió estimar la tasa de dosis a la que se expondrían grupos de personas, en esos lugares y en diferentes momentos, en base a estimaciones de concentraciones futuras de radionucleidos. Ello tendría en cuenta las implicancias dosimétricas en el presente y futuro, buscadas por el IAC, debido a la situación radiológica de los atolones de Mururoa y Fangataufa, y sus conclusiones y recomendaciones sobre las acciones remediales y otras acciones a tener en cuenta.

RESULTADOS

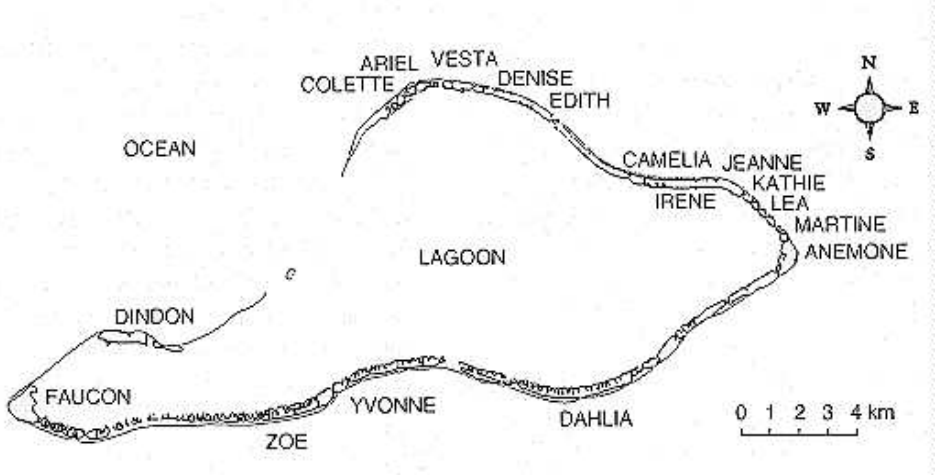
Material radiactivo residual existente en la superficie de los atolones

En base al estudio efectuado, se ha podido conocer que los ambientes terrestres y acuáticos de los atolones de Mururoa y Fangataufa, accesibles a las personas, contienen materiales radiactivos residuales atribuibles a las experiencias nucleares, no obstante, el estudio concluyó que las concentraciones medidas en distintas muestras y lugares son tan bajas que ello no presenta ninguna implicancia radiológica. Sin embargo, se indicó que, aunque poco significativas, algunas implicancias de riesgos radiológicos fueron detectadas:

a) Como resultado de las pruebas nucleares atmosféricas llevadas a cabo en los atolones permanecen en los sedimentos, bajo las lagunas de los atolones, **varios kilogramos de plutonio**. Al respecto, en base a evaluaciones efectuadas, se mencionó que parte del plutonio encontrado en los sedimentos proviene de los “ensayos de seguridad” atmosféricos realizados sobre la laguna del atolón de Mururoa.

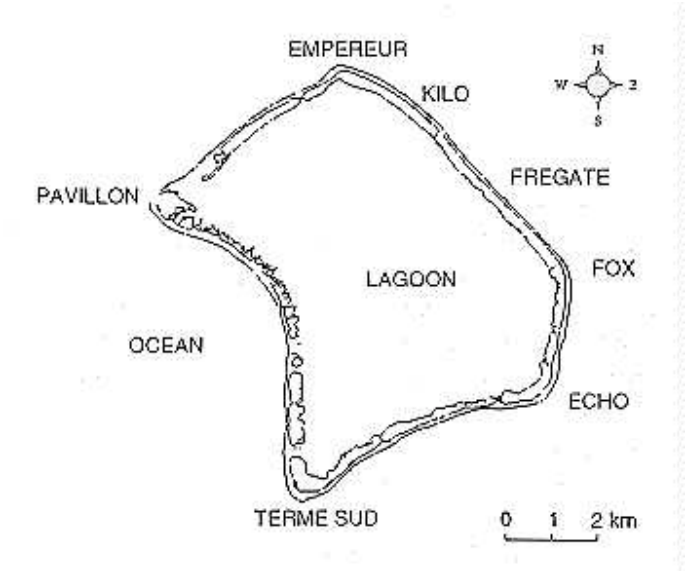
b) **La concentración medida de tritio**, producido por las pruebas nucleares subterráneas, encontrada en la laguna del atolón de Mururoa, es mas alta que el valor de tritio en aire sobre el océano. Se ha asumido que ello es debido a la migración de dicho radionucleido desde las cavidades-chimeneas a la laguna.

c) **Partículas que contienen plutonio y pequeñas cantidades de americio**, provenientes de los “ensayos de seguridad” atmosféricos, permanecen en las áreas (o sitios) donde se produjeron los ensayos, particularmente en las áreas o sectores identificados como Colette, Ariel y Vasta, en el atolón de Mururoa. El estudio analizó este tipo de partículas encontradas en las muestras de arena y coral, extraidas, a nivel de superficie, en el área de Colette, como asimismo en muestras obtenidas de un banco de arena adyacente a la referida área.



Atolón de Mururoa

d) **Elevados niveles de Cs-137** se midieron en pequeñas áreas, que suman varias hectáreas en las márgenes del área Kilo-Empereur del atolón de Fangataufa.



Atolón de Fangataufa

Las formaciones de carbonato son heterogéneas y bastante porosas, siendo la parte inferior de menor permeabilidad, pero todos están saturados con agua de mar. No obstante, en estos atolones hay una permanente migración del agua del océano dada la referida porosidad, pero finalmente dicha agua llega desde abajo hacia la laguna del atolón.



Vista aérea del atolón de Mururoa



Vista aérea del atolón de Fangataufa

Dosis de radiación potencial debida al material radiactivo residual presente en el ambiente accesible de los atolones

Durante la presentación de algunos trabajos se mencionó que, si bien resulta difícil pensar que en el atolón de Mururoa (y muchos menos en el atolón de Fangataufa) podría sobrevivir o permanecer una población permanente, dependiendo sólamente de los recursos locales para su alimentación, el estudio evaluó las dosis de radiación que recibirían hipotéticos habitantes como resultado del material radiactivo residual, existente en los ambientes, terrestre y acuáticos, de los atolones.

Al respecto, en el estudio se evaluó que una población permanente residente en los referidos atolones, manteniéndose a una dieta de productos locales y marinos, no recibiría una dosis de radiación, atribuible al material radiactivo residual, superior a 0,01 mSv/año, valor que resulta equivalente a una muy pequeña fracción, (aproximadamente 1/200) de la radiación de fondo anual que recibiría inevitablemente una persona donde no hayan ocurrido explosiones. No obstante, el estudio concluyó en que fue necesario investigar los 4 casos especificados en el presente informe, (puntos identificados como a; b; c y d):

- **Plutonio en las lagunas**

El estudio permitió estimar que el inventario de plutonio en los sedimentos de las lagunas de ambos atolones (Mururoa y Fangataufa), es significativo, pero que su importancia radiológica es pequeña, debido principalmente a la baja posibilidad de migración, por los caminos o vías factibles, hacia las personas. También el estudio permitió evaluar que la disponibilidad del plutonio disminuirá con el tiempo, debido principalmente al movimiento (o migración) desde los sedimentos de las lagunas hacia el océano, y también debido a la propia dilución en la laguna y al "entierro" de dichos sedimentos por acumulación de nuevos sedimentos sobre aquellos.

– **Tritio en las lagunas**

De simular forma el estudio encontró que las concentraciones de tritio en las lagunas no son de importancia radiológica, aunque dichas concentraciones, en la actualidad, son más altas que en el aire libre del océano.

– **Plutonio contenido en partículas**

También el estudio evaluó la dosis de radiación resultante que recibiría una persona que hipotéticamente visitase el área Colette, Ariel o Vesta, en el atolón de Mururoa, debido a la posibilidad de que dicha persona incorpore, a través de una herida o de un corte, producido por una caida, partículas que contienen plutonio con pequeñas cantidades de americio.

El estudio evaluó la posibilidad de incorporación por la herida y el tiempo de retención dentro del cuerpo. Así, con esa base, la dosis de radiación asociada resulta despreciable y la probabilidad de daño por dicha dosis, para una persona visitando y permaneciendo algún tiempo en cualquiera de los 3 sitios, sería menor de 10^{-6} / año.

– **Cs-137 en las áreas de Kilo y Empereur**

Finalmente el estudio mostró que si cualquier poblador pudiese subsistir solamente en base a alimentos producidos en los sitios ubicados en uno de los bordes del atolón de Fangataufa, zonas identificadas como Kilo y Empereur, la dosis máxima de radiación que recibiría, debida al Cs-137, sería de 0,25 mSv/año, equivalente a 1/10 de la dosis debida a la radiación total que inevitablemente recibiría como resultado de las fuentes de radiación natural. Sin embargo, el estudio consideró que esta hipotética situación es muy improbable que ocurra, máxime teniendo en cuenta que ese lugar no podría ser habitado por personas que adopten un estilo de vida de subsistencia permanente.

El estudio también mostró que las dosis de radiación más altas, debidas al material radiactivo residual presente en el ambiente accesible de los atolones de Mururoa y Fangataufa, que se estimó podría ser recibido actualmente por residentes del atolón de Tureia, es menor de 0,0001 mSv por año. Ello equivale a una fracción completamente insignificante (1/10000) de la dosis de radiación debida al fondo de radiación natural anual, que esos residentes reciben regularmente. Asimismo, en la reunión se ha hecho notar que el atolón de Tureia, recibió también precipitación radiactiva de las explosiones nucleares atmosféricas llevadas a cabo en los atolones de Mururoa y Fangataufa, además de la precipitación radiactiva global experimentada como resultado de todos los ensayos efectuados en la atmósfera, en todo el mundo.

La dosis de radiación actual recibida por residentes del atolón de Tureia es aproximadamente 0,005 mSv por año, que es una fracción sumamente pequeña (del orden del 2/1000) de la dosis de radiación debida al fondo natural.

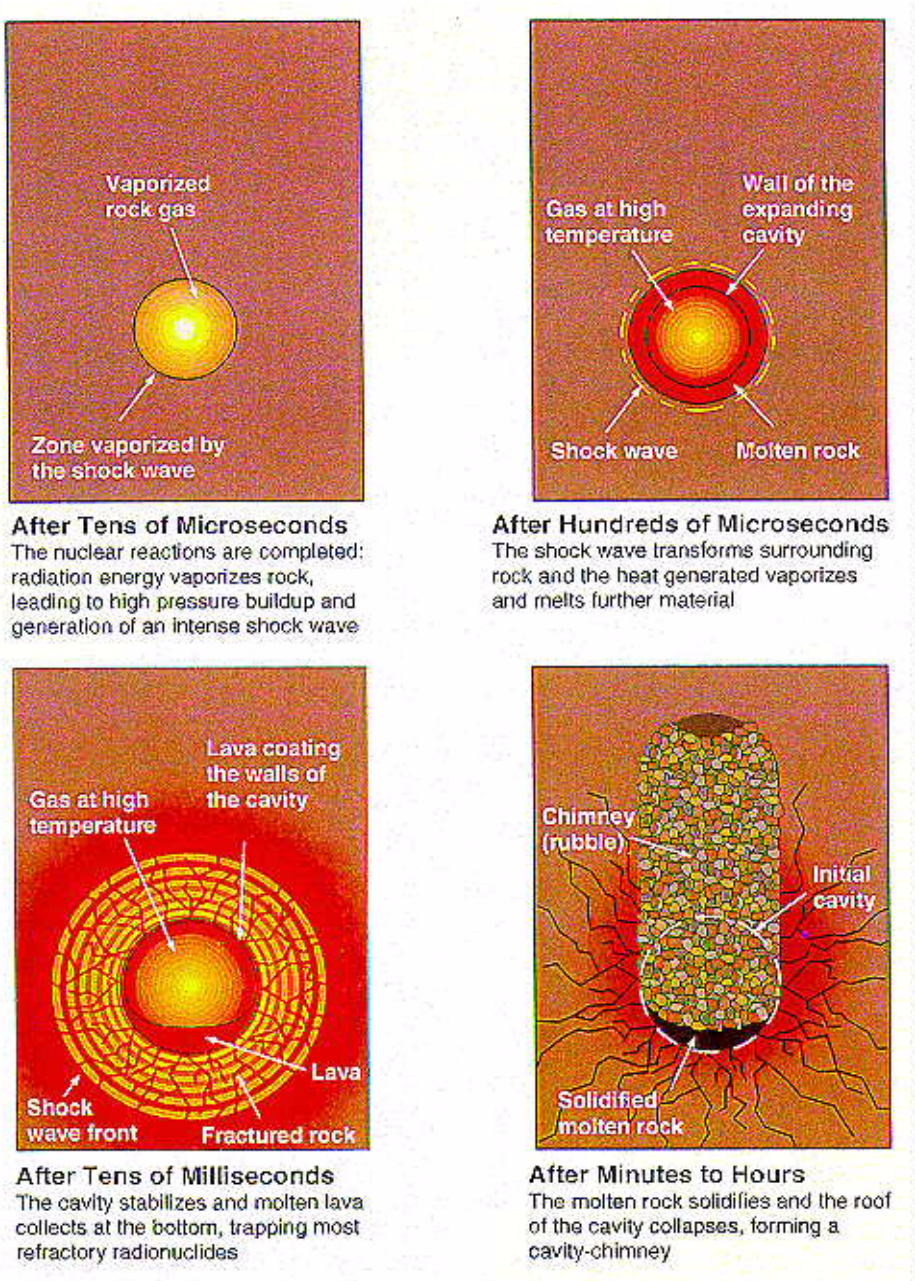
Según las estimaciones del estudio, la migración del Cs-137 y de los isótopos del plutonio presentes en los sedimentos de las lagunas continuará disminuyendo con el tiempo, y por ende, también disminuirán las dosis de radiación estimadas, asociadas a esos radionucleidos.

Finalmente, el estudio demostró que la dosis potencial estimada, atribuible al material radiactivo residual presente en el ambiente de los atolones de Mururoa y Fangataufa, y en sus aguas circundantes, estará comprendida entre 0,01 y 0,001 mSv/año, en los próximos 100 años.

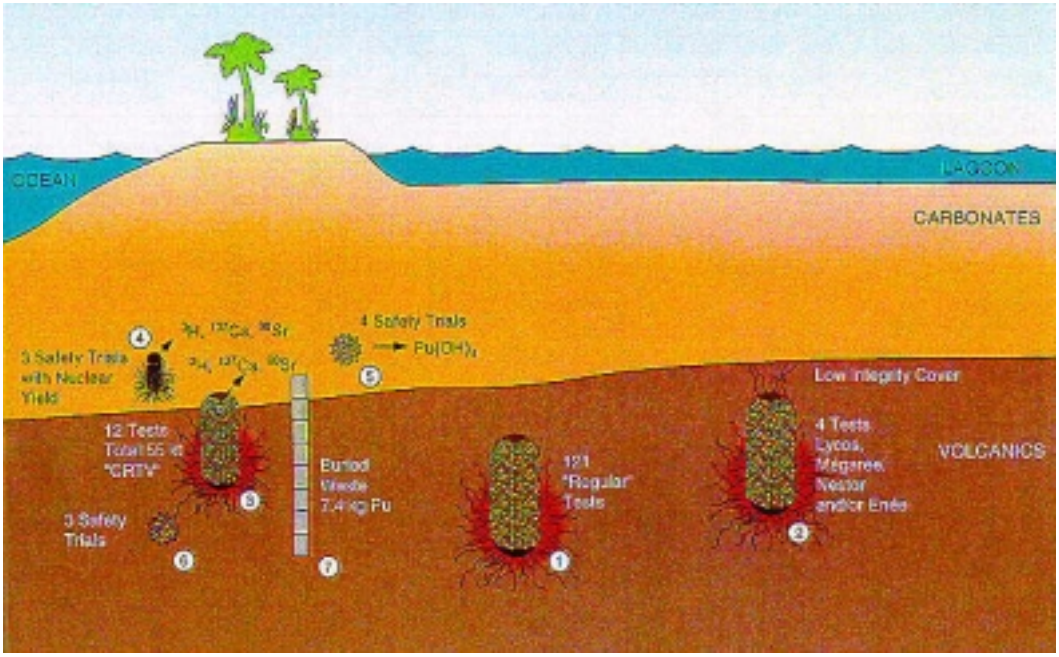
Material radiactivo residual existente en el subsuelo de los atolones

En este caso se mencionó que que los resultados de las evaluaciones llevadas a cabo, correspondientes a los rendimientos de las explosiones nucleares de todas las pruebas subterráneas, y de los inventarios resultantes de material radiactivo residual, contenidos en el subsuelo de los atolones, es coincidente con la información suministrada por fuentes francesas.

Así, de los resultados y evaluaciones emergentes de las mediciones de actividad efectuadas en las muestras de aguas subterráneas, tomadas de 2 cavidades-chimeneas seleccionadas para ello, se encontró que las concentraciones de radionucleidos, particularmente Pu-239,240 es sumamente baja. No obstante, especialistas participantes del estudio, han inferido que existe un nivel alto en las piedras de basalto existentes en las cavidades, como “escombros basálticos”, producidos por las explosiones subterráneas.



Fases de una explosión nuclear subterránea



Las 7 Categorías utilizadas en el análisis del transporte de los radionucleidos en la biósfera

Categoría 1: (Pruebas regulares). La mayoría de las pruebas nucleares (121 de 137). Por ejemplo, pruebas dentro de zona volcánica ilesa.

Categoría 2: Tres o cuatro pruebas donde, dada la cercanía a la zona de carbonatos y el hecho de que por la detonación queda la piedra dañada, el H-3 es liberado por esa canalización a la base de los carbonatos, permitiendo así una liberación temprana de H-3 de la “chimenea”.

Categoría 3: Doce ensayos, de muy baja potencia y efectuadas a poca profundidad. Pruebas en las que la “chimenea” entró en contacto inmediato con la base de los carbonatos. CRTV - “Chimenea que alcanza la cima de la zona volcánica.

Categoría 4: Tres “ensayos de seguridad” efectuados en la zona de carbonatos, a una profundidad algo superior a los 280 m, y con una potencia media de 0,15 kt.

Categoría 5: Cuatro “ensayos de seguridad” efectuados en la zona de carbonatos, a una profundidad mayor de 280 m, pero donde no hubo rendimiento nuclear: c/u de estas pruebas contenía aproximadamente 3,7 kg de Pu (aproximadamente 10 TBq). Esta categoría requirió especial consideración pues el Pu está presente como contaminante que se dispersa en la “lava volcánica”.

Categoría 6: Tres “ensayos de seguridad” fueron realizados en profundidad en la zona volcánica. Ninguna de estas pruebas produjeron explosión nuclear. Cada una de ellas descargó en ese lugar 3,7 kg de plutonio. Pero debido a la profundidad del ensayo, el material quedó en el lugar, por ello, esa categoría representa un riesgo potencial mas bajo que el de la categoría 4.

Categoría 7: Residuos de plutonio producidos por “ensayos de seguridad” en superficie y en experiencias de laboratorio. Este material se depositó en dos perforaciones efectuadas en el oeste de la zona 1 del atolón de Mururoa, en la piedra volcánica a una profundidad de 1200 m. (actividad alfa 10 TBq proveniente de la “limpieza” de los “ensayos de seguridad” y 10 TBq provenientes de experiencias en laboratorio). La actividad total fue equivalente al plutonio de dos “ensayos de seguridad”. El plutonio así colocado estaba incluido en cemento y enterrado como se dijo en profundidad en la zona volcánica. El estudio de la potencial migración producirá un

riesgo potencial mucho más bajo que los “ensayos de seguridad” (categorías 4 y 5, que se llevaron a cabo en la zona de carbonatos).

Migración del material radiactivo residual desde el subsuelo de los atolones

De la información presentada en varios trabajos correspondientes al estudio realizado, los especialistas han podido estimar la actividad del material radiactivo producido por las pruebas nucleares subterráneas que, en los próximos 100 000 años existirán en las cavidades-chimeneas, en los medios geológicos, en las lagunas y directamente en el océano. Así estimaron que, durante las primeras décadas, la mayoría de los radionucleidos liberados provendrían de un pequeño número de sitios, en el basalto, cuya conformación durante las pruebas nucleares, no tuvieron un “encierro” adecuado.

En términos de actividad, el H-3 dominó las descargas tempranas pero con concentraciones de actividad que, de ninguna manera, tuvieron importancia radiosanitaria.

Otros radionucleidos, el Cs-137 y el Sr-90, efectivamente quedaron retenidos en el suelo de basalto donde decaerán y solamente una muy pequeña cantidad migrará.

El plutonio continuará migrando en pequeñas cantidades (muy bajas concentraciones) pero durante períodos largos de tiempo. El modelo que se aplicó, predice que, en el futuro, las concentraciones de Cs-137 y Pu-239,240, en el agua de las lagunas, es improbable que excedan los niveles actuales. Por el contrario, el modelo también ha permitido estimar que las concentraciones de Sr-90 y H-3 podrían aumentar, respecto a los niveles actuales, pero sólo durante las próximas décadas.

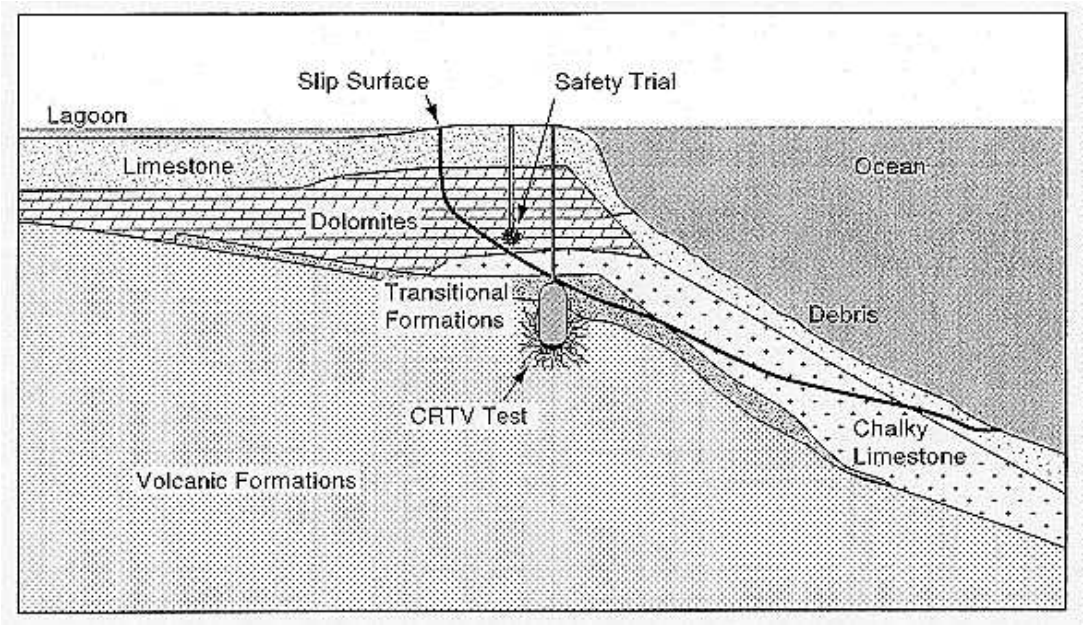
Dispersión del material radiactivo residual a través del océano

El estudio en base al el modelo oceanográfico regional y lejano utilizado, estimó las concentraciones de radionucleidos en el agua de mar y los tiempos de migración de los mismos desde los atolones de Mururoa y Fangataufa. El estudio mostró que, excepto algún hipotético evento disociador extremo, los valores de concentración decrecen por debajo (o son del mismo orden) de los valores de fondo habituales en muestras del océano, mas allá de los 100 km de los atolones. Así en Tureia, las concentraciones estarán en los niveles de fondo y ello no implicará importancia radiológica alguna.

Consecuencias de eventos disociadores postulados

El único evento disociador postulado en el estudio, fue la posible e hipotética ruptura observada en las formaciones de carbonato en la zona norte del atolón de Mururoa, en el área donde se efectuaron los “ensayos de seguridad” subterráneos y algunas pruebas nucleares que produjeron cavidades que penetraron en las formaciones de carbonato. Si tal evento hipotético ocurriese, las corrientes del océano llevaría el material radiactivo lejos del atolón de Mururoa y las dosis potenciales anuales podrían ser recibidas por residentes de atolones cercanos.

Para los residentes del atolón de Tureia, la dosis en el primer año, teniendo en cuenta lo expresado, no superaría 1/1000 de mSv, que es una fracción sumamente pequeña, de la dosis de radiación debida al fondo anual que los residentes recibirán inevitablemente de las fuentes de radiación natural, de la misma forma que asumiendo, en forma pesimista, que migró todo el plutonio involucrado



Esquema del deslizamiento hipotético de rocas del borde de la formación de carbonatos, que, por las explosiones subterráneas, cercanas a las costas, pueden producir la liberación de material radiactivo generado en la misma

Dosis potencial en el futuro

El estudio mostró que, excepto en la hipotética situación ya mencionada, es probable que ningún grupo de población reciba en ningún momento, en el futuro, dosis atribuible al material radiactivo residual existente en los atolones de Mururoa y Fangataufa, que excedan aproximadamente el 1% de la dosis de radiación de fondo que inevitablemente, dichos grupos de población, recibirá de la radiación natural.

CONCLUSIONES

Implicancias sobre la salud humana

Las conclusiones del estudio indican que no habrá efectos sobre la salud humana, ni merece la realización de estudios epidemiológicos en ningún grupo de personas que habitan la zona pues las dosis estimadas, que se están recibiendo ahora, son las mismas que se recibirán en el futuro, aún aquellas atribuibles al material radiactivo residual existente en los atolones de Mururoa y Fangataufa.

Aunque se hicieron muchas asunciones en el modelo utilizado, los resultados tienen buen respaldo (por ejemplo, el estudio concluyó que la magnitud esperada de cambios en las conclusiones debido a las incertidumbres en los parámetros usados en el modelado son leves, las dosis son tan bajas que los grandes errores (estimados en un orden de magnitud), no afectarían las conclusiones.

Implicancia en la biota

El estudio también evaluó la tasa de dosis recibida por la biota del lugar, como resultado del material radiactivo residual existente en los atolones de Mururoa y Fangataufa, en la mayoría de los casos, se encontró que resultan similares o más bajas que las dosis atribuibles a la radiación natural. Una excepción es la proporción de dosis potencialmente altas que podrían ser experimentadas por algún miembro individual de alguna especie, debido principalmente al plu-

tonio existente en los sedimentos, por ejemplo, el sedimento del banco de arena adyacente al "motu"de Colette, en la parte norte del atolón de Mururoa. No obstante, el estudio concluyó que los niveles de dosis esperados son tales que no se observará efecto alguno en la biota, aunque, como se dijo, podrían existir sólo en algunos miembros individuales de algunas especies, pero no en la magnitud de poner en peligro la especie, creando desequilibrios entre las mismas

Acciones remediales

Teniendo en cuenta los resultados de las mediciones y los niveles de actividad resultante de los radionucleidos; además de los bajos niveles de dosis estimados para el presente y futuro, y teniendo en cuenta los límites de dosis recomendados internacionalmente, el estudio concluyó que, desde el punto de vista de la protección radiológica, ninguna acción remedial es necesario tomar, ni ahora ni en el futuro, en los atolones Mururoa y Fangataufa.

Monitoraje

En forma semejante, el estudio concluyó que no es necesario efectuar una supervisión del medio ambiente en los atolones de Mururoa y Fangataufa con fines de radioprotección.

RECOMENDACIONES

No obstante los expresado, los responsables del estudio precisaron que, se lleve a cabo un programa científico de supervisar las concentraciones de radionucleidos en las formaciones de carbonato y en las cavidades subterráneas dejadas por los ensayos nucleares realizados en los atolones de Mururoa y Fangataufa.

Al respecto, el estudio recomienda que, si se continúa con este programa, el énfasis sea puesto en supervisar la "forma" de migración a largo plazo de los radionucleidos y coloides relativamente móviles, particularmente debido a su interés científico. Este programa científico, complementado por la supervisión de los niveles de algunos radionucleidos en la atmósfera, también puede ser útil, a fin de asegurar al público una continuidad en el control de la seguridad radiológica en los atolones.

COMPARACIÓN DE LAS DOSIS DE RADIACIÓN (mSv por año)

FUENTE	DOSIS
Fondo natural global	
• Rango típico	1 - 10
• Valor máximo	≅100
• Valor promedio	2,4
Fondo natural de radiación en Mururoa y Fangataufa	1,4 - 3
Dosis adicional estimada debida al material residual existente en los atolones Mururoa, Fangataufa y Tureia	
• Máximo en el atolón de Tureia	< 0,0001
• Promedio en los atolones de Mururoa y Fangataufa	< 0,01
• Máximo en Kilo y Empereur (zona atolón Fangataufa)	≅ 0,25
Dosis máxima adicional en el atolón de Tureia debido a rocas desprendidas del atolón de Mururoa	0,007 (año inicial)
Recomendaciones de la OIEA (BSS) para acciones remediales	10