MEMORIA TÉCNICA 1999

CONTENIDO **Página**

GUÍA PARA EL TRATAMIENTO DE PERSONAS ACCIDENTALMENTE SOBREEXPUESTAS A LAS RADIACIONES IONIZANTES -CONTAMINACIÓN INTERNA-
Di Trano, J.L.; Pérez, M. del R. y Gisone, P.A. 1

DETERMINACIÓN DE IODO 129 EN VEGETALES MEDIANTE ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA
Quintana, E.E., Thyssen, S.M. y Bruno, H.A. 49

MEDICIÓN DE LA FRACCIÓN NO UNIDA A AEROSOLES DE LA PROGENIE DE ^{222}Rn MEDIANTE UN MÉTODO DE DEPOSICIÓN ELECTROSTÁTICA
Canoba, A.C. y López, F.O. 65

AUDITORÍA A EMPRESAS AUTORIZADAS PARA UTILIZAR FUENTES RADIACTIVAS APLICADAS A LA INDUSTRIA PETROLERA
Jordán, O.D. 77

MANUAL DEL USUARIO DEL MODELO DE DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN ACUÍFEROS FREÁTICOS
Rives, D.E. 89

THE HYDROGEN GENERATED AS A GAS AND STORAGE IN ZIRCALOY DURING WATER QUENCHING
García, E.A. 213

EVALUATION OF CNA1 COOLANT CHANNEL BEHAVIOUR DURING AN ACCIDENTAL TRANSIENT USING ICARE2 V2 MOD2.3 CODE
Marino, E.J.L. 243

MODELING OF FUEL ELEMENT OF CNA I FOR EVALUATION OF ACCIDENTAL TRANSIENTS USING ICARE2 CODE
Marino, E.J.L. 263

MODELIZACIÓN CON RELAP5/3.2.
SIMULACIÓN DEL COMPORTAMIENTO TERMOHIDRÁULICO RESULTANTE, ANTE LA PÉRDIDA DE BOMBAS PRINCIPALES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I
Ventura, M.A. y Rosso, R.D. 303

SPECTROSCOPIC VERIFICATION OF FUEL BUNDLES AT EMBALSE USING CdZnTe
Bonino, A.D.; Grassi, E.A.; Mercer, D.J.; Ianakiev, K.D.; Prettyman, T.H.; Lestone, J.P. and Bosler, G.E. 341

ROOT CAUSE ANALYSIS OF RELEVANT EVENTS
Pérez, S.S. and Vidal, P.G. 351

CONTROL DE INTERFERENCIAS EN EL ANÁLISIS DE BAJOS NIVELES DE YODO 129
Quintana, E.E. y Thyssen, S.M. 361

USING FUZZY ARITHMETIC IN CONTAINMENT EVENT TREES
Rivera, S.S. and Barón, J.H. 369

CAREM-25: A LOW-RISK NUCLEAR OPTION
Rivera, S.S. and Barón, J.H. 379

SCALABILITY ON LHS SAMPLES FOR USE IN UNCERTAINTY ANALYSIS OF LARGE NUMERICAL MODELS
Barón, J.H. and Núñez Mac Leod, J.E. 389

CÓMO DETENER UN ACCIDENTE CON FUSIÓN DE NÚCLEO
(SIN HACER NADA)
Barón, J.H. 397

RADON DETERMINATION BY ACTIVATED CHARCOAL ADSORPTION AND
LIQUID SCINTILLATION MEASUREMENT
Canoba, A.C.; López, F.O. and Oliveira, A.A. 405

MATRIZ DE VULNERABILIDAD DIFUSA
Barón, J.H. y Rivera, S.S. 415

THE SSAC OF ARGENTINA - POSSIBLE AREAS TO INCREASE CO-OPERATION
WITH ABACC AND IAEA
Castro, L.B.; Vicens, H.E.; Maceiras, E.; Saavedra, A.D.; Valentino, L.I.; Llacer, C.D.;
Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S. 425

RELATIONSHIP BETWEEN PHYSICAL PROTECTION AND FIRE PROTECTION
SYSTEMS IN NUCLEAR POWER PLANTS
Cañibano, J.A.; Fernández Moreno, S. and Rodriguez, C.E. 431

REGULATORY FRAMEWORK FOR THE FINAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE
WASTES IN ARGENTINA
Siraky, G.; Petraitis, E.J. and Novo, R.G. 439

SAFEGUARDS EVOLUTION TOWARDS UNATTENDED C/S SYSTEMS
Valentino, L.I.; Saavedra, A.D.; Castro, L.B.; Maceiras, E.; Llacer, C.D.; Vicens, H.E.;
Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S 449

PRIORITY ISSUES IN RADIATION PROTECTION
Beninson, D.J. 457

A PRACTICAL APPROACH TO PERFORM GRADED VERIFICATION AND VALIDATION
Terrado, C. and Woolley, J. 463

INFLUENCE DE L'ÉTAIN SUR LA TENUE À LA CORROSION DU ZIRCALOY-4
À 400ºC DANS LA VAPEUR D'EAU
García, E.A. et Béranger, G. 481

DISEÑO CONCEPTUAL DE NODALIZACIÓN DEL NÚCLEO Y EL CIRCUITO
PRIMARIO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I, PARA LA MODELACIÓN DE
ACCIDENTES SEVEROS CON EL CÓDIGO MELCOR, (VERSIÓN 1.8.4.)
Valle Cepero, R. 487

ASSESSMENT OF EVENTS USING HPIP / HPES METHODOLOGIES.
FOLLOW-UP OF CORRECTIVE ACTIONS
Perez, S.S. 521

THE STATE SYSTEM OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR
MATERIAL IN ARGENTINA AND THE Y2K ISSUE
Fernández Moreno, S. and Maceiras, E. 543

INTERNATIONAL REMOTE MONITORING PROJECT EMBALSE NUCLEAR
POWER STATION, ARGENTINA EMBALSE REMOTE MONITORING SYSTEM
Schneider, S.L.; Glidewell, D.D.; Bonino, A.D.; Bosler, G.; Mercer, D. Maxey, C.;
Busse, J.; Kadner, S.; White, M. and Rovere, L. 551

ANÁLISIS Y PROPIEDADES DEL SUERO ESTERILIZADO POR RADIACIONES
IONIZANTES
Michelin, S.C. 559

DIFFUSION MODEL FOR THE OXIDATION OF ZIRCALOY-4 AT 400ºC IN STEAM.
THE INFLUENCE OF METALLURGICAL STRUCTURE
(PRECIPITATES AND GRAIN SIZE)
García, E.A. and Béranger, G. 565

Anexo

REGULATORY CRITERA FOR FINAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTES
Petraitis, E.J., Ciallella, N.R. and Siraky G. 577

Guía para el tratamiento de personas accidentalmente sobreexpuestas a las radiaciones ionizantes

-Contaminación interna-

Di Trano, J.L.; Pérez, M. del R. y Gisone, P.A.

Publicado como PI 1/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

GUÍA PARA EL TRATAMIENTO DE PERSONAS ACCIDENTALMENTE SOBREEXPUESTAS A LAS RADIACIONES IONIZANTES

-CONTAMINACIÓN INTERNA-

Di Trano, J.L.; Pérez, M. del R. y Gisone, P.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1. INTRODUCCIÓN

La contaminación radiactiva interna se produce cuando una sustancia radiactiva penetra en el organismo a través de diferentes vías: inhalatoria, digestiva, heridas o piel intacta.

El tratamiento de la contaminación interna está estrictamente vinculado a la información acerca del metabolismo del radionucleido, el que a su vez se encuentra bajo la doble dependencia de las condiciones biológicas del organismo y de la condición físico-química del contaminante. La urgencia y la importancia del tratamiento dependen de la eficacia del método terapéutico y de la gravedad de la contaminación.

La gravedad de la contaminación depende de muchos factores, entre los que se pueden citar:

- Magnitud de la carga incorporada.
- Órganos de retención.
- Naturaleza de la emisión del radionucleido contaminante.
- Período de decaimiento efectivo (combinación del período de decaimiento físico y biológico) del radionucleido contaminante.

2. ETAPAS DE LA CONTAMINACIÓN RADIACTIVA INTERNA

La contaminación interna comprende 4 etapas sucesivas:

a) Deposición en la puerta de entrada

Las vías posibles de entrada (“intake”) del contaminante son:

- Piel sana
- Mucosas
- Tubo digestivo
- Aparato respiratorio
- Heridas

Las dos últimas constituyen las vías de contaminación más frecuentes.

b) Transferencia

Movimiento (“uptake”) del contaminante desde el punto de deposición a la sangre o linfa (o en forma genérica, al líquido extracelular).

c) Deposición en el órgano blanco (órgano crítico)

El órgano crítico puede ser definido como el órgano en el cual el daño por radiación constituye el mayor daño para el organismo. Por razones fisiológicas o físico-químicas el factor determinante es la concentración del radionucleido.

d) Eliminación

Se puede producir por dos mecanismos distintos:

Eliminación directa: ejemplo por filtración renal de sangre que contiene el radionucleido (excreción urinaria directa) y eliminación directa por heces (excreción fecal directa).

Eliminación indirecta: por recirculación a partir de los tejidos, después de la inversión de la relación de concentraciones entre los tejidos y la sangre (excreción urinaria indirecta) o por eliminación a través de bilis y otras secreciones digestivas (excreción fecal indirecta).

Estos dos mecanismos pueden coexistir en forma variable, dependiendo del elemento contaminante.

El tratamiento es aplicado generalmente en las etapas a) y b), es decir bloqueando la incorporación al organismo por fijación del radionucleido en la puerta de entrada o atrapándolo en la sangre durante su transferencia, utilizando luego para su eliminación un mecanismo natural de excreción.

La acción en la etapa c) consiste en prevenir la deposición del radionucleido en el órgano crítico, esto es posible en el caso específico de la tiroides.

La acción en la etapa d) es generalmente ineficaz, excepto para radionucleidos semejantes al tritio.

3. ELEMENTOS TRANSFERIBLES Y NO TRANSFERIBLES

Basándose en su comportamiento en el material biológico, los radionucleidos pueden ser clasificados en dos categorías:

a. Elementos transferibles
b. Elementos no transferibles

3a. ELEMENTOS TRANSFERIBLES

- Son solubles en el material biológico y pueden difundir por todo el organismo.
- Pueden ser absorbidos en el aparato digestivo.
- La cantidad total incorporada puede pasar rápidamente a través de varias etapas metabólicas que conduce al depósito en el órgano crítico.
- Se encuentran usualmente presentes en el organismo en la forma fisiológica como un isótopo estable (ejemplo iodo) o como un elemento químico análogo (ejemplo los complejos cesio-potasio o estroncio-calcio). Su comportamiento biológico, particularmente su deposición en el órgano crítico, depende del metabolismo del análogo fisiológico correspondiente. De esta manera el iodo se acumula en la tiroides, el cesio en músculo, mientras que el estroncio y radio siguen el destino del calcio en la hidroxiapatita ósea.
- Son cationes minerales de valencia I o II cuya difusión está en relación con su forma disociada, iónica, en el pH de la materia viva.
- Entre estos elementos hay dos grandes familias de cationes que tienen metabolismos diferentes:

  ***Alcalinos** (sodio, cesio, potasio): difunden en todo el organismo.
  ***Alcalinos térreos** (calcio, estroncio, bario): se acumulan en la estructura ósea.

3b. ELEMENTOS NO TRANSFERIBLES

- No responden a los criterios enunciados anteriormente por distintas razones.
- No existen en estado natural en el organismo ni tienen análogos.
- Algunos compuestos son insolubles a todos los pH, como ciertos óxidos calcinados a alta temperatura.

- Prácticamente no difunden en el organismo, el órgano de retención es la puerta de entrada. Sin embargo siempre hay alguna difusión local, no obstante pequeña (ejemplo: óxido de plutonio).
- Algunos son solubles solamente a pH ácidos, como ciertas sales que se hidrolizan con el aumento del pH para dar hidróxidos que se polimerizan en el lugar. Para estos elementos los órganos críticos y tejidos de importancia son, además de la puerta de entrada, generalmente el hígado y la superficie ósea (ejemplo: nitrato de plutonio).
- Estos elementos no transferibles son en general cationes minerales de valencia igual o superior a III.
- Los ejemplos más importantes son las tierras raras, plutonio y transplutónidos.
- Su insolubilidad en el organismo desaparece cuando están en la forma complejada y el complejo es estable y soluble. El destino biológico es ahora el del complejo (el del agente quelante) y no el del elemento. Esta propiedad es fundamental desde el punto de vista terapéutico. Un complejante utilizado es el DTPA (ácido dietilentriaminopentacético) y el complejo formado puede ser eliminado a través del riñón, evitando así una deposición prolongada en el hígado o en el hueso.
- Hay que tener presente que la solubilidad es relativa y está en directa dependencia del medio. El medio varía de acuerdo al órgano considerado, desde el punto de vista del pH y del potencial redox. Por ejemplo, un elemento inhalado en forma insoluble, puede ser hecho absorbible a nivel del tubo digestivo por dilución en el medio ácido del estomágo. A la inversa, un elemento soluble puede ser hecho completamante insoluble en el aparato digestivo por alcalinización a nivel del duodeno con formación de hidróxidos insolubles.

En conclusión, la absorción se produce rápidamente, ya sea un radionucleido transferible absorbido en su totalidad o se trate de un radionucleido no transferible absorbido solo parcialmente y aunque en mínima medida. Debido a que la transferencia al órgano crítico es contemporánea a la absorción y que las técnicas actuales para acelerar la eliminación son generalmente ineficaces, el éxito de la terapia está directamente relacionada a la rapidez con que se efectúa el tratamiento.

4. PRINCIPIOS GENERALES EN EL TRATAMIENTO DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA

El primer punto a tener en cuenta en el tratamiento de la contaminación interna es que la eficacia del tratamiento decrece de manera exponencial con el tiempo, esto demuestra la importancia del tratamiento a nivel de la puerta de entrada, especialmente cuando se trata de elementos para los cuales no hay una terapia eficaz una vez que han sido absorbidos. La deposición en el órgano crítico comienza en el momento en que el radionucleido está presente en la sangre y cada momento perdido puede aumentar la deposición. De igual modo, con aquellos radionucleidos para los cuales hay tratamientos efectivos a nivel sanguíneo o por bloqueo de la deposición en el órgano crítico, también se debe aplicar el concepto de urgencia.

El concepto de urgencia terapéutica se aplica en el caso de la contaminación interna con dos condiciones limitantes:

- En todo accidente, las primeras medidas a poner en práctica son aquellas destinadas a preservar las funciones vitales y salvar la vida del accidentado, el tratamiento de la contaminación interna pasa a ocupar un nivel secundario.
- Los fármacos utilizados como primera urgencia deben ser suministrados a niveles no tóxicos y su modo de empleo debe ser simple, lo que será previamente planificado por el médico. En determinadas circunstancias, el mismo contaminado o un agente de radioprotección debidamente entrenado puede comenzar con el tratamiento en el lugar del accidente (por ejemplo la utilización de iodo estable para bloqueo de tiroides o la aplicación de un agente quelante sobre una herida contaminada). Esto radica en la necesidad de asegurar la mayor eficacia de la terapia, y

por lo tanto ésta debe ser aplicada rápidamente después de la contaminación, aunque sólo se sospeche y sin esperar la intervención del médico, salvo en aquellos casos en que las drogas a ser administradas requieran de la aplicación o supervisión médica.*(*)*

(*) Si bien la efectividad del tratamiento descontaminante se relaciona con su precocidad, no es conveniente permitir el libre acceso a drogas que deberían ser suministradas, prescriptas, y administradas sólo bajo supervisión médica. Se recomienda:

a. Disponer de botiquines "in situ" que contengan sólo sustancias de aplicación simple, no tóxicas. Preferentemente productos de aplicación externa con la sola excepción del iodo estable para bloqueo tiroideo y eventualmente el DTPA micronizado aplicado a través de un sistema turboinhalador tipo Sphinaler. Los fármacos de este botiquín primario se deberán adecuar al tipo de instalación y los riesgos asociados a las actividades que se desarrollan en ella.

b. Limitar las cantidades de fármacos disponibles en cada botiquín, asegurando su permanente reposición. Es conveniente presentar los fármacos en forma de "dosis individuales".

c. Confiar el manejo del mismo a un oficial de radioprotección o al responsable de la instalación.

d. Establecer previamente pautas de conducta claras que se explicitarán en un código de procedimientos para cada situación potencial.

Realizado o no el primer auxilio, el contaminado debe ser trasladado al servicio médico de la instalación preparado para tal contingencia.

El médico del servicio lleva a cabo las siguientes acciones:

a. Realiza los primeros auxilios, si estos no fueron realizados.

b. Indica la toma de muestras necesarias para el diagnóstico definitivo de contaminación interna y posterior evaluación clínica (mucus nasal, sangre, orina, heces, etc.).

c. Si es necesario completa la descontaminación externa.

d. Determina que exámenes especiales se deben realizar, como contaje de cuerpo entero o el contaje directo de órganos en particular.

e. Continúa, o si es necesario, modifica el tratamiento inicial.

5. CONDUCTA FRENTE A UNA CONTAMINACIÓN INTERNA

Frente a un accidente que resulte en la incorporación accidental de radionucleidos, el médico debe recoger rápidamente cierta información para poder decidir, según un esquema establecido, las acciones a emprender.

En primer lugar se deberá obtener información sobre los radionucleidos involucrados y sobre el orden de magnitud de las cantidades implicadas en el accidente. Puede tratarse de un radionucleido bien preciso (tritio o iodo por ejemplo) o por el contrario de una mezcla menos definida (productos de fisión o actínidos). En lo que concierne a las cantidades, las estimaciones pueden basarse en los datos obtenidos a través de mediciones, la supuesta actividad puesta en juego en el curso de una manipulación o en el contenido previamente conocido de una dada fuente.

Con una idea acerca de la naturaleza y la importancia del accidente, se aplica la noción de urgencia en relación a una conducta terapéutica. Contrariamente a lo que ocurre en el caso de la exposición externa, en la contaminación interna la dosis no se entrega en el momento del accidente sino ulteriormente, durante el tiempo de presencia del radionucleido en el organismo. Este tiempo es más o menos largo (desde varios días hasta prácticamente toda la vida) según el período medio efectivo del elemento. Aplicando un tratamiento precoz se puede disminuir la actividad distribuida en el organismo y su tiempo de permanencia en el mismo, disminuyendo así la dosis recibida.

No hay una regla absoluta en lo que concierne al nivel a partir del cual se debe encarar una terapia descontaminante. Se debe insistir en que cuando esta en juego el pronóstico vital, siempre será la urgencia médica (clínica o quirúrgica) la que tendrá prioridad sobre la urgencia radiológica.

Finalmente el médico debe establecer un protocolo de exámenes a realizar para estimar la importancia de la exposición. Los primeros exámenes dan generalmente sólo un orden de magnitud. Las investigaciones se prolongarán en el tiempo cuando los primeros resultados así lo justificaran. El tiempo de seguimiento se ajustará a cada situación (semanas o hasta meses).

6. MEDICIONES DE ACTIVIDAD Y ANÁLISIS RADIOTOXICOLÓGICOS

Dependiendo de la naturaleza del radionucleido, la determinación de la carga corporal se puede realizar mediante:

a. Mediciones "in vivo"

b. Evaluación del nivel de contaminación por análisis de excretas

a. La medición de actividad "in vivo" se puede realizar mediante espectometría gamma (válida también para ciertos emisores x). La detección es posible sólo si los fotones emitidos tienen una energía superior a unas decenas de keV. La medición puede ser local (herida, tórax, tiroides) o total (contador de todo el cuerpo CTC). Se deberá practicar la descontaminación cutánea previa a la medición para evitar la sobreestimación del nivel de contaminación interna.

b. La recolección de muestras biológicas permite seguir la cinética de la excreción urinaria o fecal. La cuantificación de la excreción permite, sobre la base de modelos metabólicos, evaluar la carga corporal inicial y finalmente la dosis al término del tratamiento.

Las distintas muestras biológicas a ser tomadas dependen del agente contaminante, de su naturaleza físico-química y de la vía de entrada al organismo.

Las muestras colectadas deben estar siempre bien identificadas, con el nombre del agente y hora en que fue tomada, para luego ser enviadas a un laboratorio analítico especializado para su análisis.

El muestreo debe comenzar lo antes posible.

Según las características del contaminante, las muestras biológicas a tomar pueden ser:

1. Sangre: Además de las muestras de sangre que se requieren para realizar un examen hematológico de rutina, muestras adicionales pueden ser usadas para investigar el radionucleido contaminante, ya que se requiere de la mayor cantidad de datos posibles. Para ello se tomarán las siguientes muestras obtenidas por punción venosa, utilizando como desinfectante alcohol, no usar compuestos iodados.

- Muestra de 2 a 5 ml con EDTA (2 mg/ml de sangre) (frotis, recuento de glóbulos rojos, blancos, plaquetas, hematocrito, hemoglobina).

Además, si la contaminación lleva a una exposición significativa, sea interna por su elevado nivel, o externa por el tipo de radiación emitida, también son necesarias muestras adicionales para realizar las determinaciones normatizadas para los casos de irradiación externa (ver protocolo específico).

2. Orina: la primera muestra de orina es especialmente importante y no debe ser mezclada con muestras posteriores. Debe ser tomada inmediatamente después de ocurrido el accidente y posteriormente en días sucesivos (orina de 24 horas). La fecha y hora deben ser consignadas. Se recomienda especial cuidado en la recolección de las muestras a fin de evitar contaminación radiactiva exógena. Se conservarán preferentemente en la heladera.

3. Heces: se deben recoger todas las excretas de, por lo menos, los primeros 3 o 4 días (como mínimo tres muestras).

4. Mucus nasal: en caso de contaminación del aparato respiratorio, para la identificación y la determinación semicuantitativa del radionucleido, se deben recolectar muestras del soplado nasal y del material expectorado en un pañuelo de papel.

Estos primeros exámenes permiten poner en evidencia los radionucleidos involucrados y sus proporciones relativas o confirmar la presunción que se tenía al respecto. Además se puede obtener una estimación acerca de la cantidad incorporada. Si esta resulta un orden de magnitud por debajo de los límites aplicables en el medio profesional no se justifica continuar los exámenes. En caso contrario se establecerá un protocolo de seguimiento de mediano y eventualmente largo plazo basado, según las circunstancias, en mediciones directas o en análisis radiotoxicológicos, con el propósito de precisar la actividad incorporada así como de controlar la eficacia de la terapéutica instituida.

7. TRATAMIENTO DE LA CONTAMINACIÓN INTERNA

Los métodos de tratamiento aplicados varían según la vía de entrada del contaminante. Deben ser consideradas diferentes posibilidades:

7a. Contaminación de la piel

7b. Herida contaminada

7c. Contaminación a través del aparato digestivo

7d. Contaminación a través del aparato respiratorio

7a. CONTAMINACIÓN DE LA PIEL

La piel sana constituye una buena barrera contra la penetración de numerosos productos radiactivos con la excepción del iodo y el agua tritiada.

Frente a un caso de contaminación cutánea, debe impedirse la diseminación del contaminante en el organismo y no debe hacerse nada que pueda favorecerla. La regla es evitar toda escoriación de la piel, por más pequeña que sea, y el uso de productos que puedan facilitar el pasaje a través de la misma.

El radionucleido es removido por lavados, solubilización, etc. Hay indicaciones especiales para cada tipo de radionucleido (ver protocolo de tratamiento de la contaminación externa).

7b. HERIDAS Y QUEMADURAS CONTAMINADAS

La piel lesionada no asegura más su rol de barrera protectora. Una vez que un compuesto franquea la barrera cutánea puede ser directamente transferido hacia el líquido extracelular o ser retenido localmente en los tejidos subcutáneos y en los ganglios linfáticos locorregionales. Una parte o la totalidad de la actividad así retenida pasará más o menos rápidamente al líquido extracelular.

Se deben evaluar particularmente dos factores:

- **Gravedad del accidente**

El tratamiento de urgencia del accidentado ha de preceder al tratamiento de la contaminación.

– **Grado de contaminación**

Las acciones a tomar varían según se trate de un elemento transferible o no transferible.

Si el contaminante es un elemento transferible, debe hacerse insoluble en el sitio de la herida, para evitar su difusión.

Si el contaminante es un elemento no transferible y hay solamente una pequeña extensión local de la contaminación, puede ser tratado con un agente terapéutico de aplicación local (ejemplo un agente quelante).

En determinados casos es necesario considerar el tratamiento quirúrgico de la lesión.

En todo caso de herida contaminada, es aconsejable el traslado del paciente a un servicio o centro especializado para evaluar la posibilidad de una intervención quirúrgica.

7c. CONTAMINACIÓN A TRAVÉS DEL APARATO DIGESTIVO

La contaminación del aparato digestivo es poco frecuente en los trabajadores, y la probabilidad de que ocurra en el curso de un accidente profesional es baja. Habitualmente en estos casos una parte del radionucleido es transferido hacia el líquido extracelular y el resto es directamente excretado por heces.

Si ocurre una contaminación por vía digestiva, lo primero que hay que saber es la naturaleza del agente contaminante, si se trata de un elemento no transferible o transferible.

En el caso de un elemento no transferible, insoluble a nivel del tracto gastrointestinal, la pequeña fracción absorbida no justifica generalmente un tratamiento.

Si se trata de un elemento transferible, absorbible a nivel del tracto digestivo, se debe realizar un intento de insolubilizarlo, usando fármacos como el azul de Prusia en el caso del cesio, alginato de calcio para el Estroncio, etc.

7d. CONTAMINACIÓN DEL APARATO RESPIRATORIO

En este caso es difícil realizar una evaluación del grado de contaminación. En un primer tiempo, el aerosol inhalado se deposita a nivel de las diversas regiones del árbol respiratorio (nasofaringe, tráquea, bronquios, parénquima pulmonar).

Varios mecanismos de depuración son puestos en juego para asegurar la eliminación de partículas depositadas en el árbol respiratorio: la transferencia directa hacia el líquido extracelular, la transferencia hacia los ganglios linfáticos pulmonares y la transferencia hacia el tracto digestivo. Hay que tener presente, que en la contaminación del aparato respiratorio, y durante la depuración del contaminante, una porción del material inhalado retorna al árbol bronquial, es deglutido y pasa a esófago. Esta depuración a través del tracto digestivo, puede involucrar una gran fracción de la contaminación total y como resultado se puede producir una absorción secundaria del radionucleido en el aparato digestivo. Por lo tanto, después de un accidente en el que se sospeche una importante contaminación pulmonar por radionucleidos altamente absorbibles en el tracto digestivo, se debe tratar de hacerlos insolubles a nivel gastrointestinal. En caso de emisores β, la exposición de la mucosa puede ser reducida mediante la administración de un laxante.

Ante la menor sospecha de contaminación grave efectuar el tratamiento. En razón de la dificultad para evaluar el nivel de contaminación pulmonar, la mejor decisión a tomar, en caso de duda, es trasladar al paciente a un servicio especializado, en observación.

8. PROCEDIMIENTOS DESCONTAMINANTES

La eficiencia del tratamiento para diferentes radionucleidos depende de su forma química y puerta de entrada al organismo y de aquí su extensión.

Existen procedimientos que son específicos para cierto tipo de nucleidos y otros que pueden aplicarse para todos los compuestos radiactivos (no específicos). Entre estos últimos se incluyen el lavado y la escisión quirúrgica de heridas contaminadas, la administración de laxantes para acelerar el tránsito intestinal y el lavado gástrico. Son efectivos cuando se aplican rápidamente después de una incorporación de material radiactivo fácilmente absorbible por vía digestiva y además brindan la posibilidad de remover material radiactivo altamente insoluble desde el sitio de entrada. Su eficacia aumenta si son utilizados en combinación con los procedimientos específicos.

Los métodos de tratamiento pueden clasificarse en:

8a. Procedimientos destinados a reducir el pasaje del radionucleido desde el sitio de entrada

8b. Procedimientos destinados a aumentar la excreción del radionucleido contaminante

8a. PROCEDIMIENTOS DESTINADOS A REDUCIR EL PASAJE DEL RADIONUCLEIDO DESDE EL SITIO DE ENTRADA

Piel sana

Heridas

Tracto respiratorio

Tracto digestivo

PIEL SANA: se efectúa un lavado no traumatizante con soluciones acuosas. A veces la eficacia de este tratamiento puede ser reforzada por la utilización de productos destinados a solubilizar el contaminante en el líquido de lavaje (DTPA para los transuránidos y tierras raras, bicarbonato para el uranio).

HERIDAS: Se plantean como acciones inmediatas frente a una herida contaminada: la irrigación con agua estéril o salina, el libre sangrado y la disminución del retorno venoso. Si se plantea el tratamiento quirúrgico hay algunas acciones específicas que lo preceden, tales como:

- Insolubilización in situ de los cationes de valencia I o II para impedir su absorción.

cesio	**Azul de Prusia**
estroncio	**rodizonato**

- Conversión a complejos estables en medio biológico eliminables por vía urinaria, para los cationes de valencia superior a III, a fin de evitar su difusión loco-regional y su absorción ulterior.

transuránidos y tierras raras	**quelación por DTPA**
uranio	**formación de complejos solubles por acción de solución bicarbonatada**

Dado que cualquier maniobra de debridamiento quirúrgico involucra cierto riesgo de promover la translocación y absorción del contaminante, los procedimientos quirúrgicos, particularmente aquellos destinados a remover emisores alfa, deber ser llevados a cabo con una irrigación casi continua de soluciones de DTPA. En todos los casos se hará el tratamiento correspondiente para la contaminación interna.

TRACTO RESPIRATORIO: existen pocas acciones terapéuticas directas a nivel del tracto respiratorio:

- **Inhalación de DTPA:** se practica corrientemente en caso de inhalación de transuránidos (especialmente plutonio) o de tierras raras. La quelación de estos elementos por el DTPA conduce a la formación de complejos rápidamente eliminados por vía urinaria.

- **Lavado pulmonar:** se utiliza para remover del pulmón partículas relativamente insolubles. Frecuentemente, los aerosoles inhalados son una mezcla de partículas con diferentes solubilidades. Si una porción significativa del aerosol es relativamente insoluble, el lavado pulmonar es de valor y un tratamiento relativamente seguro. Puede encararse en el caso de inhalación masiva de un compuesto poco transferible (especialmente plutonio), pero se trata de una conducta excepcional que debe ser realizada por un especialista. Este procedimiento se considerará sólo en el caso de incorporaciones importantes en las que pueda esperarse una reducción de la dosis capaz de prevenir efectos determinísticos (neumonitis, fibrosis pulmonar). Presenta riesgos asociados a la anestesia. Los factores a tener en cuenta para la decisión del lavado pulmonar están dados por la cantidad inhalada, edad del paciente, estado físico, etc., por lo tanto es necesario realizar un balance riesgo-beneficio antes de tomar la decisión de realizarlo.

TRACTO DIGESTIVO: la acción terapéutica consiste en insolubilizar el contaminante para evitar la absorción hacia el líquido extracelular y acelerar el tránsito intestinal para limitar la irradiación del tubo digestivo.

La insolubilización en la luz intestinal puede intentarse mediante la administración de productos específicos que precipiten el radioelemento.

cesio	**azul de prusia**
estroncio	**rodizonato**
radium	**fosfato de aluminio**
cationes de valencia mayor de III	**alcalinos**

Compuestos tales como adsorbentes, antiácidos, laxantes, etc. son administrados como primera medida para reducir la incorporación del radionucleido. Su eficacia disminuye rápidamente con el tiempo.

Algunas de estas sustancias son utilizadas habitualmente en la práctica médica y su uso no constituye un riesgo para las personas tratadas, ya sea, por administración simple o prolongada. Los antiácidos, administrados por vía oral, son efectivos después de la ingestión de radionucleidos en forma coloidal o insoluble en el tracto gastrointestinal y para aquellos que son pobremente absorbidos cuando son neutralizados, tales como tierras raras (cerio, europio, lantano, prometio) y actínidos (americio, californio, curio, plutonio).

Los adsorbentes son generalmente útiles cuando la masa de material radiactivo ingerida es pequeña. El fosfato de aluminio gel y el hidróxido de aluminio son los más utilizados, ambos son adsorbentes y antiácidos. Sulfato de bario en combinación con el sulfato de sodio o magnesio solubles pueden ser recomendados para metales alcalinos térreos radiactivos (bario,

estroncio, radio). El fosfato de calcio y aluminio pueden ser útiles después de la ingestión de calcio y fósforo, respectivamente, mientras que el azul de prusia capta cesio, rubidio y talio en el tracto gastrointestinal.

El lavado gástrico puede considerarse sólo frente a una incorporación importante y muy reciente. Los eméticos actúan por estimulación central o gástrica del vómito, no recomendándose su uso en caso de ingesta de productos corrosivos o en individuos con alteraciones de la conciencia. De acuerdo al tiempo de residencia del radionucleido en el intestino, estos tejidos podrán recibir una parte importante de la dosis, la que puede ser reducida mediante la remoción del mismo. Los laxantes son de utilidad cuando grandes cantidades de radionucleidos ingeridos se han unido a adsorbentes o antiácidos y deben ser removidos. Algunos purgantes son capaces de formar compuestos menos solubles con el radionucleido, reduciendo así su absorción (ejemplo sulfato de magnesio para el radium). En algunos casos es posible evaluar la aplicación de enemas o irrigaciones colónicas.

8b. PROCEDIMIENTOS DESTINADOS A AUMENTAR LA EXCRECIÓN DEL RADIONUCLEIDO CONTAMINANTE

Una vez que el material radiactivo ha pasado a la sangre, la aplicación de un tratamiento precoz puede prevenir su deposición en los tejidos y reducir la retención de radiactividad en diferentes órganos.

Estos procedimientos pueden clasificarse de acuerdo a su mecanismo de acción:

8b1. Tratamiento quelante

8b2. Dilución isotópica

8b3. Bloqueo metabólico

8b4. Administración de agentes movilizadores

8b5. Técnicas de eliminación extracorpórea

8b1. TRATAMIENTO QUELANTE

Los quelantes son compuestos con capacidad de formar complejos con radionucleidos que pueden ser posteriormente excretados por vía renal o intestinal. El agente complejante puesto en circulación en el líquido extracelular actúa sobre el elemento que ya está presente o que está en vías de absorción. El elemento es así desviado de los órganos o tejidos hacia los cuales lo conduciría su metabolismo normal.

Son usados para el tratamiento de la contaminación con algunos metales pesados radiactivos y, en particular, para actínidos y lantánidos.

Diferentes agentes quelantes son utilizados para diferentes elementos:

Ácidos Poliaminopolicarbónicos:

DTPA: ácido dietilentriaminopentacético, sales de calcio o zinc

EDTA: ácido etilendiaminotetracético, sal cálcica

Son útiles para aquellos radionucleidos que están firmemente ligados al calcio, tales como tierras raras o actínidos. Estos agentes también remueven algunos biometales (hierro, manganeso y zinc).

El DTPA es más efectivo que el EDTA, por lo que es preferido si está disponible.

Tioles:

Son agentes que en su estructura química presentan grupos sulfhidrilos.

BAL: 3,4 dimercaptopropano
DMPS: dimercaptopropansulfonato
PA: penicilamina

Son útiles para el tratamiento de intoxicaciones con metales pesados: antimonio, arsénico, bismuto, cadmio, cobre, oro, mercurio, polonio, etc.

El BAL es el agente más usado, pero es el que causa mayores efectos colaterales.

La penicilamina es capaz de quelar cobre, hierro, mercurio, plomo, oro y otros metales pesados.

Otros:

La desferoxamina puede quelar hierro e incluso compuestos de plutonio.

8b2. DILUCIÓN DEL MATERIAL RADIACTIVO

Consiste en la administración de grandes cantidades de un elemento estable análogo. Se acelera el ciclo metabólico del radionucleido y de este modo se acelera su excreción.

El ejemplo práctico más importante de este mecanismo es la reducción de la deposición de radioiodo en tiroides por la administración de iodo estable inmediatamente antes o inmediatamente después de la incorporación del radioisótopo.

Otro ejemplo, es la dilución del tritio mediante la incorporación de líquidos en exceso.

Este mecanismo también puede ser aplicado para intentar la dilución del calcio, cobalto, fósforo, potasio, radio, sodio, estroncio, azufre y zinc, radiactivos, con el respectivo isótopo estable o su elemento análogo.

8b3. BLOQUEO METABÓLICO

Un agente bloqueante satura el proceso metabólico en un tejido específico mediante un elemento estable, reduciendo así la captación del radionucleido. El ejemplo característico es el caso de la contaminación con radioiodo. El principio consiste en saturar la tiroides con iodo estable, lo que impide la fijación ulterior del iodo radiactivo. Este último es desviado del ciclo normal de hormonogénesis y pasa a la orina.

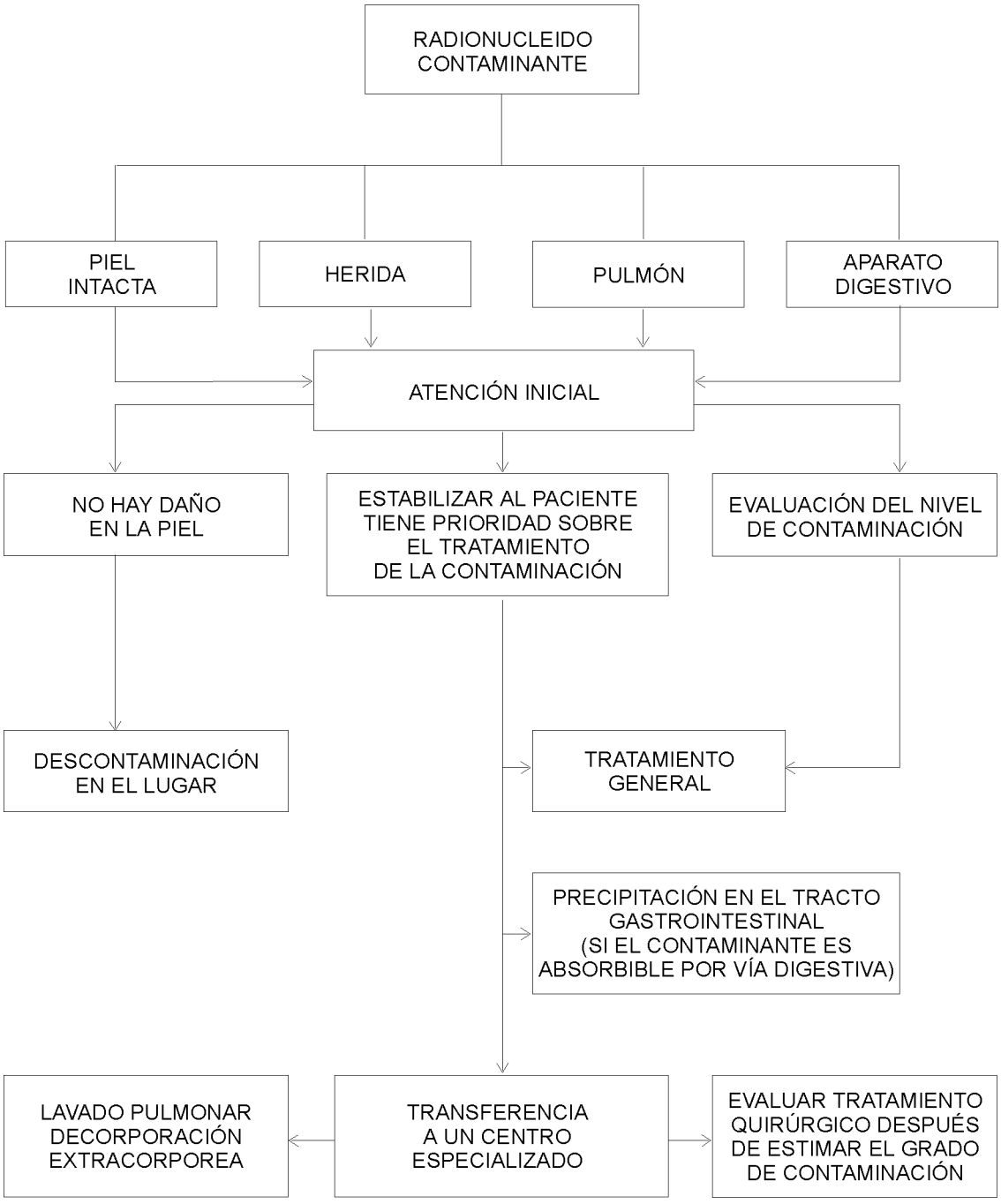
8b4. AGENTES MOVILIZANTES

Son compuestos que aumentan el proceso natural del turn-over, acelerando la eliminación del radioelemento. Estos agentes son más efectivos si se dan en forma precoz. Se pueden incluir en este grupo el cloruro de amonio, capaz de movilizar depósitos de estroncio. El uso de fármacos antitiroideos (propilthiouracilo, metimazol) se postuló para movilizar depósitos tiroideos de altas cantidades de radioiodo, peros sus potenciales efectos adversos no los hacen recomendables. El uso de diuréticos puede acelerar la excreción de tritio, sodio, cloro y potasio. No está demostrada la utilidad de los expectorantes y mucolíticos en el caso de contaminación respiratoria.

8b5. TÉCNICAS DE ELIMINACIÓN EXTRACORPÓREA

Se trata de un método usado en toxicología convencional que puede ser aplicado para la remoción de radionucleidos durante su tiempo de tránsito en el torrente circulatorio. Dependiendo de las propiedades químicas y el metabolismo del compuesto puede indicarse hemodiálisis (filtración de la sangre a través de una membrana dializante) o hemoperfusión (pasaje de la sangre a través de una columna de carbón activado o resina de intercambio).

La siguiente figura ilustra, muy esquemáticamente, los principios generales que regulan las distintas posibilidades de tratamiento después de una contaminación con elementos radiactivos.



9. CRITERIOS DE INTERVENCIÓN

Las decisiones acerca de la conducta terapéutica frente a la incorporación accidental de un dado radionucleido deben ser analizadas en el marco de un adecuado balance riesgo/beneficio. Existe un riesgo de daño asociado a la exposición a la radiación, que el tratamiento descontaminante pretende disminuir, pero no debe olvidarse que este tratamiento en sí mismo implica ciertos riesgos. El beneficio de la terapia descontaminante se evalúa en base a la reducción de dosis alcanzada. La carga incorporada y la consecuente dosis comprometida constituyen un parámetro decisivo que, junto a ciertas consideraciones tales como la edad del paciente y su estado de salud permiten ajustar la decisión a las características particulares de cada caso.

No se pueden establecer por lo tanto límites rígidos, no obstante lo cual ciertos valores pueden ser tomados como referencia para una rápida estimación de la magnitud del problema. El cálculo de la dosis efectiva comprometida luego de una contaminación accidental puede demandar un tiempo de cálculo. En ese período, puede ser muy útil manejarse con el concepto de Límite Anual de Incorporación (ALI) que facilita los cálculos y las comparaciones entre diferentes radionucleidos. Los valores de ALI pueden ser calculados de manera rápida a partir de la publicación 68 del ICRP.

Por definición se considerará como sobreexposición sólo aquellos casos en los que se exceda el ALI para un radionucleido en particular. Sin embargo esto no implica que haya que tomar alguna medida terapéutica. Dado que los ALI han sido estimados con un criterio conservativo, los tratamientos descontaminantes estarán indicados solo cuando se presuma una incorporación varias veces superior a la del ALI. Los niveles de intervención se expresan en general como múltiplos del ALI.

Debe tenerse en cuenta que estos valores tienden a aportar un indicador útil para ayudar a la toma de decisiones acerca de la intervención terapéutica, pero se deberán ajustar para los diferentes tipos de tratamiento. Así por ejemplo frente a una incorporación accidental de actínidos o lantánidos no se adoptará el mismo criterio para evaluar la aplicación rápida de una única dosis de un agente quelante tal como el DTPA en aerosol que para la decisión frente a un eventual lavado pulmonar, ya que la magnitud de los riesgos asociados a cada práctica médica es muy diferente.

INCORPORACIÓN DE FORMAS TRANSPORTABLES

En términos generales pueden considerarse tres situaciones:

a. Incorporación de menos de 1 ALI: no está indicado tratamiento alguno.

b. Incorporación de 1 a 10 ALI: no se esperan consecuencias clínicas pero podría considerarse el tratamiento con el objeto de disminuir la probabilidad de efectos estocásticos. En esas condiciones son apropiados los tratamientos a dosis únicas o a corto plazo. Particularmente se indica el tratamiento en el caso de la incorporación de actínidos, especialmente plutonio.

c. Incorporación que excedió 10 ALI: está indicado el tratamiento descontaminante más prolongado. La intensidad y duración del tratamiento se decidirá en base a la potencial reducción de la dosis comprometida.

En los incidentes que involucren isótopos del iodo está indicada la iodoprofilaxis (administración de iodo estable) en forma rápida. En esos casos no se debe demorar la toma de decisiones a la espera de mayor información.

INHALACIÓN DE FORMAS POBREMENTE TRANSPORTABLES

La posibilidad de efectuar lavado pulmonar se considerará sólo si se estima una incorporación de más de 100 ALI. Aun en esos casos habrá que balancear el riesgo de fibrosis pulmonar y cáncer radioinducido frente a las posibles complicaciones del procedimiento, las que aumentan a mayor edad del paciente. Usualmente se indica el tratamiento sistémico con quelantes para acelerar la remoción del pulmón y minimizar el depósito en otros tejidos.

CONTAMINACIÓN DE HERIDAS

La mayor parte de los depósitos de radionucleidos de formas no transportables pueden ser removidas mediante excisión quirúrgica. Bajo esas condiciones resulta inapropiado recomendar niveles de intervención dado que muchos médicos desearían alcanzar niveles no detectables de actividad remanente, siempre que esto no implique riesgo de daño funcional. Cuando exista ese riesgo, habrá que realizar en cada caso un juicio balanceado acerca del nivel de actividad residual que se aceptará.

INGESTIÓN

Similares consideraciones se aplican a la ingestión. Debe notarse que la exposición del intestino grueso inferior puede ser sustancial para los radionucleidos insolubles. Sin embargo el material radiactivo se excreta rápidamente a través de las heces.

ANEXO I

FÁRMACOS UTILIZADOS PARA EL TRATAMIENTO DE LA CONTAMINACIÓN CON DISTINTOS RADIONUCLEIDOS

Se incluyen:

1. ALGINATO (Gaviscon)
2. ACETAZOLAMIDA (Diamox)
3. AZUL DE PRUSIA (Ferrocianuro férrico)
4. BICARBONATO DE POTASIO
5. BICARBONATO DE SODIO
6. CLORTALIDONA
7. CLORURO DE AMONIO
8. DESFEROXAMINA B (Desferal)
9. DIMERCAPROL (BAL)
10. DMPS (Dimaval)
11. DTPA (Ácido dietiltriaminopentacético)
12. EDTA (etilendiaminotetracético)
13. FOSFATO DE ALUMINIO
14. FUROSEMIDA
15. GLUCONATO DE CALCIO
16. GLUCONATO DE COBALTO
17. HIDRÓXIDO DE ALUMINIO (Aludrox)
18. IODURO DE POTASIO
19. LACTATO DE ESTRONCIO
20. PENICILAMINA (Cuprimine)
21. RODIZONATO DE POTASIO
22. SULFATO DE BARIO
23. SULFATO DE MAGNESIO
24. SULFATO DE SODIO
25. TIOSULFATO DE SODIO (Hiposulfito de sodio)
26. FÁRMACOS EN ETAPA EXPERIMENTAL

1. ALGINATO

Se trata habitualmente de alginato de sodio o calcio. Es un producto utilizado para el tratamiento del reflujo gastroesofágico, que tiene la propiedad de formar un gel de alta viscosidad. Estas sustancias inhiben la absorción intestinal de metales alcalinotérreos, estroncio, calcio, bario, radio.

Comercialización: el alginato se comercializa bajo el nombre comercial de **GAVISCON®** en distintas formas:

Polvos granulados (sobres de 1 g)
Tabletas masticables (0,5 g)
Suspensión bebible (0,05 g/ml)

Tratamiento: consiste en la administración de 10 g/día de alginato por vía oral en una toma única o distribuidos en dos tomas el primer día. Puede continuarse el tratamiento, de acuerdo a

la importancia de la contaminación, a razón de 4 g/día distribuidos en 4 tomas. Las tomas deben producirse preferentemente en ayunas y se recomienda no ingerir alimentos posteriormente en forma inmediata.

Contraindicaciones: No presenta contraindicaciones. No obstante puede presentar inconvenientes asociados al aporte de sodio, particularmente en pacientes sometidos a dietas hiposódicas. Asimismo, en diabéticos se deberá considerar el aporte de azúcar (700 mg por tableta). Excepcionalmente puede inducir constipación.

2. ACETAZOLAMIDA (Diamox)

Se trata de un diurético inhibidor de la anhidrasa carbónica utilizado particularmente en el tratamiento del glaucoma y en la profilaxis del mal de altura. En el caso de una contaminación interna con uranio podría estar indicado con el objeto de disminuir la reabsorción de uranio a nivel de los túbulos renales.

Comercialización: Se comercializa en nuestro país bajo el nombre de **DIAMOX®** en comprimidos de 250 mg.

Tratamiento: La posología habitual es de 1 comprimido 3 a 4 veces por día. Si se dispusiera de formas inyectables puede administrarse por vía I.V. o I.M. una ampolla.

3. AZUL DE PRUSIA (Ferrocianuro férrico)

El Azul de Prusia no atraviesa la barrera intestinal.

Está indicado en todas las formas de contaminación con cesio radiactivo, rubidio y talio.

Previene la absorción inicial en la contaminación del tracto digestivo y rompe el ciclo secreción-reabsorción del cesio que ocurre en todas las formas de contaminación. Actúa como intercambiador de iones frente a ciertos cationes monovalentes. Es más eficaz en su forma coloidal soluble.

Comercialización: el Azul de Prusia no se comercializa actualmente en nuestro país. Alemania: **RADIOGARDASE HEYL®**

Tratamiento: La vía de administración es oral con una posología recomendada de 3-4 g de Azul de Prusia, en 3 dosis divididas durante el día.

Este tratamiento puede ser continuado en los días sucesivos, de acuerdo a la severidad de la contaminación. La experiencia más importante con este producto fue la realizada durante el tratamiento de las víctimas del accidente ocurrido en Goiania, Brasil. En esa ocasión se alcanzaron dosis muy superiores sin observar efectos adversos severos, excepto constipación. No presenta contraindicaciones.

4. BICARBONATO DE POTASIO

Se utiliza para el tratamiento de la contaminación con potasio radiactivo.

El tratamiento consiste en la dilución isotópica. El potasio es absorbido rápidamente y casi completamente en intestino y es excretado por vía renal.

Posología: 4 g diarios de potasio estable por vía oral como bicarbonato de potasio, no más de 3 días.

5. BICARBONATO DE SODIO

Se trata de una solución acuosa isotónica de 14 g/l (1,4%) de bicarbonato de sodio.

El uso principal del bicarbonato de sodio es el tratamiento de la contaminación con uranio. En los fluidos corporales, el uranio se encuentra en forma de ión uranilo UO_2^{++}.

La alcalinización por bicarbonato de sodio genera la formación de un complejo aniónico, probablemente $UO_2 (CO_3)_3$ el cual es rápidamente eliminado por orina.

Comercialización: El bicarbonato de sodio isotónico se comercializa por varios laboratorios. Se presenta en frascos de 150, 500 y 1000 ml y en ampollas de 10 y 20 ml.

Administración sistémica: 250 ml de solución isotónica (1,4%) por infusión intravenosa lenta.

Lavados cutáneos: en contaminación de piel intacta o heridas con uranio, realizar lavados con solución de bicarbonato de sodio al 1,4%.

El tratamiento se continuará los días subsiguientes según la importancia de la contaminación. La posología debe ser adaptada en función de los siguientes elementos de apreciación:

Precauciones: se deberá controlar el pH sanguíneo y la concentración de electrolitos. La administración de bicarbonato de sodio puede producir hipokalemia o agravar una hipokalemia ya existente. Esto puede prevenirse mediante la administración de un suplemento de potasio. Se deberán controlar posibles asociaciones medicamentosas: existen numerosas incompatibilidades relacionadas con la alcalinidad de la solución.

Contraindicaciones:
Alcalosis
Acidosis respiratoria
Pacientes con retención de sodio

Riesgo de sobredosis de bicarbonato de sodio: alcalosis metabólica con depresión respiratoria, hipokalemia, edema agudo de pulmón, e insuficiencia cardíaca.

6. CLORTALIDONA

Es un saldiurético que favorece la eliminación urinaria de sodio, tritio y otros radionucleidos.

Comercialización: bajo el nombre de **HYGROTON®** en comprimidos de 50 y 100 mg.

Tratamiento: La dosis habitual es de 100 mg en una toma única el primer día, seguido de 50 mg/día (o 100 mg día por medio) los días subsiguientes, dependiendo de la importancia de la contaminación.

Contraindicaciones: Está contraindicado su uso en pacientes con insuficiencia renal grave, encefalopatía hepática, hipersensibilidad a las sulfamidas, lactancia (pasa a la leche materna). Se deberá controlar el equilibrio hidroelectrolítico (particularmente medir periódicamente natremia y kalemia). En diabéticos, controlar estrictamente la glucemia. Se recomienda disminuir las dosis en pacientes con antecedentes de gota (no administrar durante las crisis). No recomendado en pacientes bajo tratamiento con litio, antihipertensivos, antidiabéticos, digitálicos o corticoesteroides.

La sobredosis de clortalidona puede producir hiponatremia, hipokalemia, pancreatitis aguda y neutropenia.

Efectos colaterales: Se han descripto efectos colaterales luego de la administración prolongada y a altas dosis.

7. CLORURO DE AMONIO

Libera iones hidrógeno y cloruro, lo que acidifica el medio y favorece así la forma ionizada de los iones alcalino-térreos. Esto resulta en una excreción urinaria aumentada de estos radioelementos.

Comercialización: Se comercializa bajo la forma de grageas de 0,5 g.

Tratamiento: Se recomienda una dosis de 6 g (12 grageas) por vía oral en 3 tomas repartidas en el día (4 grageas por toma), si es posible durante las comidas. El tratamiento se continuará los días subsiguientes según la importancia de la contaminación, a razón de 3 a 6 g por día.

Contraindicaciones: El tratamiento está contraindicado en todos los estados de acidosis, litiasis de uratos, insuficiencia hepática grave con hiperamonemia, nefritis urémicas y acidosis renal hiperclorémica. La sobredosis con cloruro de amonio produce acidosis metabólica que puede ser tratada con perfusiones IV de soluciones alcalinizantes (bicarbonato de sodio) bajo control constante de la kalemia.

8. DESFEROXAMINA

Se presenta como metan-sulfonato de desferoxamina B. Su mecanismo de acción es la quelación seguida de la eliminación del complejo radionucleido-desferoxamina en la orina. Está indicada en el tratamiento de la contaminación con manganeso, hierro y cromo.

Comercialización: Se comercializa bajo el nombre de **DESFERAL®** en frascos de 500 mg liofilizados acompañados de una ampolla de 5 ml de agua estéril para inyección IM o SC o infusión IV lenta.

Tratamiento: La posología recomendada es de 1 g/día (2 ampollas) el primer día seguido de 500 mg los días subsiguientes según la importancia de la contaminación. La forma de administración puede ser:

a. En perfusión IV muy lenta, diluido en 250 ml de una solución isotónica de NaCl al 0,9%.

b. En perfusión IV muy lenta, diluido en 250 ml de una solución isotónica de glucosa al 5%.

c. Inyección IM (en una o dos veces).

d. Por sonda nasogástrica, hasta 8 g (16 ampollas).

La administración subcutánea es más adecuada para tratamientos prolongados (mediante bomba portátil de infusión continua).

Efectos adversos: taquicardia, hipotensión, seudo-shock, eritema, urticaria, trastornos digestivos, vértigos, convulsiones, alteraciones visuales y auditivas.

La desferoxamina se reveló como teratogénica en modelos de experimentación animal.

9. B.A.L. (Dimercaprol)

Se trata de un agente en cuya estructura química presenta grupos sulfhidrilos. Está indicado en el tratamiento de intoxicaciones con metales pesados tales como plomo, polonio, antimonio, bismuto, arsénico, cadmio, cobre, mercurio, oro, etc.

Comercialización: No se comercializa en nuestro país. Existe en forma de ampollas de 2 ml conteniendo 200 mg de dimercaprol.

Reacciones adversas: Su efectividad es variable y puede presentar numerosas reacciones adversas por lo que no se recomienda prolongar su administración más allá de tres días. La acción del fármaco tiene lugar en sangre periférica.

Tratamiento: La dosis recomendada es de 3 mg/kg peso vía IM cada 4 horas. Se presenta en ampollas de 2 ml (200 mg). La posología para un adulto medio es 1 ampolla cada 4 horas. El tratamiento debe hacerse bajo estricto control clínico (condiciones hospitalarias). Se deberá testear la sensibilidad individual administrando la primera vez un cuarto de ampolla.

Se ha propuesto el uso alternativo del Dimercaptopropansulfonato (**DMPS**), **DIMAVAL® HEYL** que tendría menos efectos adversos.

10. DMPS (DIMERCAPTOPROPANSULFONATO)

Indicado para el tratamiento de la contaminación interna con mercurio, plomo y polonio. Hay algunas evidencias de su efectividad para el tratamiento de la contaminación con arsénico, cobre, antimonio, cromo y cobalto. Se presenta en forma de sal sódica (dimercaptopropansulfonato de sodio, forma monohidratada). Su mecanismo de acción es la quelación.

Comercialización: No se comercializa en nuestro país. Existe en forma de cápsulas de 100 mg de DMPS sal sódica **(DIMAVAL®)** cajas x 20 Heyl Lab) y en ampollas de 5 ml conteniendo 250 mg de DMPS sal sódica (**DMPS®** cajas x 5 ampollas Heyl Lab).

Posología: dependerá de la severidad de la contaminación. Se recomiendan 3 cápsulas cada 3 a 6 horas el primer día. Los días subsiguientes cada 8 a 12 horas. Sólo si no fuera posible la administración oral se indicará tratamiento parenteral:

Primer día: 250 mg (1 ampolla) vía IV lenta cada 3 a 4 horas (1,5 a 2 g/día).

Segundo día: 250 mg de DMPS IV lento cada 4 a 6 horas (1 a 1,5 g/día).

Tercer día: 250 mg de DMPS IV lento o intramuscular cada 6 a 8 horas (0,75 a 1 g/día).

Cuarto día: 250 mg de DMPS IV lento o intramuscular cada 8 a 12 horas (0,5 a 0,75 g/día).

Días subsiguientes: de acuerdo a la condición del paciente 1 a 3 veces 250 mg por vía parenteral o cambiar por la vía oral (Dimaval cápsulas).

La duración del tratamiento se ajustará de acuerdo a las condiciones clínicas y al monitoreo de la excreción urinaria del radionucleido.

Contraindicaciones: hipersensibilidad.

Efectos adversos: ocasionalmente, fiebre, escalofríos, reacciones cutáneas, mareos, vértigos, vómitos, aumento transitorio de las transaminasas, hipotensión arterial. Se vigilará la función renal y el balance mineral en tratamientos prolongados.

11. DTPA (ÁCIDO DIETILENTRIAMINOPENTACETICO)

El DTPA es usado como sal trisódica de calcio o zinc (DTPA-Ca o DTPA-Zn), es un agente quelante que actúa formando complejos con ciertos radionucleidos.

El DTPA está indicado en la contaminación con plutonio y, en general, para transuránidos, lantánidos y conveniente para manganeso, hierro, plomo, cobalto, zirconio, rutenio, itrio, indio y cromo. Excepcionalmente puede quelar mercurio en su forma química de valencia 2 (Hg^{2+}).

El DTPA-Zn está indicado en el tratamiento de la contaminación con zinc.

Comercialización: El DTPA no se comercializa en nuestro país. Existe en otros países con diferentes presentaciones:

- Solución concentrada estéril al 20-25% (0,20 – 0,25 g de DTPA por ml) en ampollas de 2 ml y de 4 ml.
- Cápsulas de DTPA micronizado para aerosol (50-100 mg por cápsula).
- Solución ácida al 1% (pH 4) (1g de DTPA-Ca por 100 ml de solución, en frascos de 500 ml).

Tratamiento: DTPA, vías de administración y dosis usual.

Vías de administración: Sistémica
Respiratoria
Oral
Infiltración local
Lavados cutáneos

Administración sistémica: la dosis usual de 0,5 g de DTPA (para una persona de aproximadamente 70 kg de peso) puede ser administrada como inyección intravenosa lenta o diluida en 250 ml de solución isotónica de cloruro de sodio al 0,9% o solución glucosada al 5%, por infusión intravenosa.

En caso de accidentes severos, la dosis puede ser duplicada en la primera administración después de ocurrido. El **DTPA-Ca (DITRIPENTAT®-HEYL)** es más eficaz al comienzo del tratamiento. Si el tratamiento debe ser continuado más allá de la primera semana, dependiendo de la severidad del accidente, sería aconsejable continuar con **DTPA-Zn (ZINK-TRINATRIUM-PENTETAT®)**, pues es potencialmente menos tóxico.

La dosis no debe exceder de 0,5 g/día para los tratamientos prolongados, y en los casos que sea necesario, la dosis de DTPA-Zn debe ser reducida en este tipo de tratamientos.

Administración respiratoria: se puede utilizar inhalación durante 30 minutos de un aerosol de DTPA (1 ampolla de DTPA en 4 ml de solución fisiológica) o 1 cápsula de polvo micronizado para ser utilizadas en un turboinhalador tipo **SPINHALER**.

Esta terapia puede ser repetida por varios días.

Administración oral: en caso de pacientes que deben ser tratados por largos períodos de tiempo, es posible el uso de cápsulas de DTPA-Zn micronizado, a razón de 1g/día. Por períodos cortos de tiempo se pueden administrar hasta 5 g/día.

Lavados cutáneos: Lavados de piel intacta con solución ácida (pH 4-5) de DTPA-Ca al 1-2%.
Heridas, con solución estéril de DTPA-Ca al 20-25%.
Superficies mucosas con solución de DTPA-Ca al 1-2%.

DTPA: toxicidad y contraindicaciones

El DTPA-Ca está contraindicado en:

- Enfermedades Renales
  Intestinales
  Hemopoyéticas
- Embarazo

El DTPA no debe ser usado en casos de contaminación masiva con uranio, debido al riesgo de producir una nefritis aguda por precipitación del uranio en el riñón. Durante la infusión con solución de DTPA, se debe controlar la tensión arterial. Debido a su potencial daño renal, hepático y gastrointestinal, en pacientes tratados con DTPA, especialmente DTPA-Ca, por períodos prolongados de tiempo, deben ser monitoreadas las funciones renal, hepática y gastrointestinal.

12. EDTA

La sal cálcica de ácido etilendiaminotetracético (EDTA-Ca) es el quelante más usado en el hombre, primariamente para el tratamiento del envenenamiento con plomo. Puede ser usado asimismo para quelar plutonio, zinc, cobre, cadmio, cromo, manganeso y níquel. Tiene cierta efectividad como quelante de otros metales y para la dilución isotópica en casos de contamina-

ción con calcio. El DTPA es significativamente más efectivo que el EDTA por lo cual éste último no es considerado un fármaco de primera elección.

13. FOSFATO DE ALUMINIO COLOIDAL

Es usado como un adsorbente en el tracto gastrointestinal. Reduce la absorción de alcalinos térreos, tales como radio, bario y estroncio.

Comercialización: El fosfato de aluminio coloidal se comercializa en algunos países, bajo la forma de sobres conteniendo 11 g de fosfato de aluminio (**FOSFALUGEL®**).

Vía de administración: oral.

Dosis: en la emergencia se administran 5 sobres (55 g de fosfato de aluminio) en una sola toma. El tratamiento debe ser continuado en días siguientes con 1-2 sobres, 2-3 veces al día, dependiendo de la severidad de la contaminación.

Precauciones: Se deben tomar precauciones con los diabéticos, ya que cada sobre de fosfato de aluminio contiene 3 g de glucosa.

Efectos colaterales: El efecto colateral más frecuente que se puede presentar es la constipación. Puede haber interacciones medicamentosas que induzcan un retardo o disminución de la absorción de furosemida, tetraciclinas, digoxina, isoniazida, indometacina y anticolinérgicos.

14. FUROSEMIDA

Droga de acción diurética utilizada para el tratamiento de la contaminación con sodio, potasio, cloro y tritio.

Comercialización: la furosemida se comercializa en nuestro país como **LASIX®**, bajo la forma de comprimidos conteniendo 40 mg y ampollas de 20 mg.

Vía de administración: oral y parenteral.

Dosis: se recomiendan de 20 a 80 mg/día por vía oral y dosis mínima parenteral de 20 mg/día.

Contraindicaciones: insuficiencia renal con anuria, coma hepático, hipokalemia, hiponatremia, hipovolemia, hipotensión, hipersensibilidad a las sulfonamidas.

Efectos colaterales: trastornos del equilibrio electrolítico (hipokalemia, hiponatremia), aumento de la eliminación del calcio, reacciones alérgicas, alteraciones hematopoyéticas, trastornos auditivos y gastrointestinales.

15. GLUCONATO DE CALCIO

Está indicado en el caso de contaminación por alcalinos térreos (calcio, estroncio, bario, radium). El mecanismo de acción es la dilución isotópica y la competición resultante de la analogía química. El ciclo metabólico de los alcalino térreos es así acelerado y desviado hacia la excreción.

Comercialización: Se comercializa en forma en ampollas inyectables y bebibles de 5 y 10 ml, a razón de 100 mg de gluconato de calcio por ml de agua (solución al 10%), lo que equivale a 9 mg/ml de calcio.

Tratamiento: Puede administrase por vía oral, en dosis de 6-10 g por día repartidos en 3 tomas, durante las comidas (6 a 10 ampollas de 10 ml). Por vía IV se deben infundir en forma lenta de 1 a 5 g (1 a 5 ampollas de 10 ml) diluidos en 500 ml de una solución glucosada al 5%. El tratamiento se continúa los días subsiguientes según la importancia de la contaminación.

Contraindicaciones: Está contraindicado en la hipercalcemia, hipercalciuria, litiasis cálcica, nefrocalcinosis. No administrar a pacientes digitalizados pues podría potenciar la toxicidad de la droga (en casos excepcionales hacerlo bajo estricta vigilancia). Vigilar la calcemia y calciuria en casos de administración prolongada. Pueden observarse síntomas y signos debidos a sobredosis tales como sed, poliuria, polidipsia, náuseas, vómitos, deshidratación, hipertensión arterial, trastornos vasomotores, constipación.

16. GLUCONATO DE COBALTO

Actúa por el mecanismo de dilución isotópica que acelera el ciclo metabólico del cobalto aumentando de este modo su excreción.

Comercialización: No se comercializa en nuestro país. Existe en otros países bajo la forma de ampollas de 2 ml conteniendo 450 μg (0,45 mg) de gluconato de cobalto que corresponden a 59 μg de cobalto (**COBALT OLIGOSOL**).

Tratamiento: Se administran 900 μg de gluconato de cobalto (dos ampollas), por vía IM o sublingual. El tratamiento puede continuar los días siguientes, según la importancia de la contaminación, a razón de 1 a 2 ampollas por día. No se ha descripto toxicidad hasta la fecha.

17. HIDRÓXIDO DE ALUMINIO (ALUDROX)

Indicado para el tratamiento de la contaminación con potasio, polonio, mercurio y fósforo.

Comercialización: gel de hidróxido de aluminio (**ALUDROX®**).

Posología: 100 ml/día distribuidos en 3 tomas.

Contraindicaciones: hipofosfatemia, insuficiencia renal.

Efectos adversos: constipación.

18. IODURO DE POTASIO

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

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

La eficacia del bloqueo por iodo estable depende de factores intrínsecos de la glándula tiroides relacionados con su estado funcional y con el aporte alimentario de iodo estable en la dieta. Esta diferencia se refleja en una avidez distinta por los radioiodos y en la sensibilidad de la glándula al bloqueo con iodo estable.

Reacciones adversas: el bloqueo prolongado de la captación del iodo necesario para la síntesis de la hormona tiroidea puede llevar a la disminución de la actividad metabólica y al eventual aumento compensatorio del tamaño glandular. En términos generales no se observan tales efectos en individuos normales, luego de una administración a dosis adecuadas y por un período no mayor de dos semanas. Una sobrecarga de iodo estable puede desencadenar reacciones tiroideas autoinmunes en individuos predispuestos o agravar el curso de tiroiditis preexistentes.

Se sabe que existe hipersensibilidad al iodo particularmente por administración endovenosa de medios de contraste iodados con fines diagnósticos. Las reacciones no son tan frecuentes ni

tan severas luego de la administración oral. Se estima que el riesgo de efectos adversos debidos a la administración de iodo estable es de 5×10^{-7}.

Contraindicaciones: Hipersensibilidad conocida al iodo, tiroiditis de Hashimoto, enfermedad de Basedow, otras tiroideopatías autoinmunes, vasculitis hipocomplementémica, dermatitis herpetiforme.

Forma farmacéutica: La tableta de ioduro de potasio es la forma más ampliamente usada. No se recomiendan las soluciones por la falta de precisión en las dosis y por las dificultades que presentan para su almacenamiento y distribución. La forma más utilizada son las tabletas de ioduro de potasio de 130 mg conteniendo 100 mg de iodo activo.

Posología: Ante la sospecha de una contaminación con radioiodo, se deben administrar inmediatamente 100 - 300 mg de ioduro de potasio o sodio. La dosis recomendada es 130 mg de ioduro de potasio (100 mg de iodo activo) por vía oral en una toma única. Hay consenso internacional acerca de la conveniencia de adecuar las dosis al grupo etario a fin de minimizar los riesgos de efectos adversos. La Organización Mundial de la Salud propone el siguiente esquema:

GRUPO ETARIO	MASA DE IODO ACTIVO (dosis diaria)
Menos de 1 mes	12,5 mg (*)
1 mes a 3 años	25 mg
3 a 12 años	50 mg
Adolescentes y adultos	100 mg

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

Duración del tratamiento: en el caso de un exposición única bastaría una sola dosis. Si se trata de obtener una protección frente a una exposición prolongada se mantendrá la profilaxis con una sola toma diaria durante varios días, manteniendo el esquema de dosis propuesto. No se recomienda prolongar el tratamiento más allá de un día en los recién nacidos y dos días en las mujeres gestantes: de acuerdo al caso particular se evaluará la necesidad de otras contramedidas en estos grupos.

19. LACTATO DE ESTRONCIO

Su mecanismo de acción es la dilución isotópica que acelera el ciclo metabólico del estroncio y de ese modo acelera también su excreción. El lactato de estroncio se administra por vía oral. Existe otra sal, el gluconato de estroncio que se administra por vía parenteral. No se comercializan en nuestro país.

La posología recomendada es:

- Lactato de estroncio: 500 a 1500 mg por vía oral por día, repartidos en varias tomas, durante las comidas.
- Gluconato de estroncio: perfusión IV lenta, a razón de 600 mg en 500 ml de una solución isotónica de glucosa al 5%.

El tratamiento puede continuar los días subsiguientes, según la importancia de la contaminación, con igual posología diaria. No se ha descripto toxicidad asociada al tratamiento.

20. PENICILAMINA

Indicada para quelar cobre, cobalto, plomo, polonio, oro, hierro, mercurio y otros metales pesados.

Comercialización: se comercializa bajo el nombre de **CUPRIMINE®**, cápsulas de 250 mg.

Posología: 1-3 cápsulas cada 8 horas.

Contraindicaciones: embarazo, lactancia, anemias, enfermedades renales.

Efectos adversos: Reacciones hematológicas, renales, dermatológicas. Epigastralgias, náuseas, vómitos.

21. RODIZONATO

Se presenta en forma de sal sódica y potásica, ambas eficaces. Es un fármaco de uso externo que se aplica en el caso de heridas contaminadas con estroncio, con el objeto de insolubilizarlo in situ a fin de evitar su absorción. Debe ser por lo tanto aplicado en forma inmediata, previo a cualquier manipulación quirúrgica de la herida.

Es un polvo cristalino de color violeta, hidrosoluble (vira su color al naranja al disolverlo en agua), insoluble en alcohol. Las soluciones son inestables aún refrigeradas. Se aplica esparciendo 1 g de rodizonato a nivel de la herida contaminada.

No presenta contraindicaciones.

22. SULFATO DE BARIO

Produce con el estroncio y el radium sulfatos insolubles que disminuyen considerablemente la absorción intestinal de estos radionucleidos. Es un medio de contraste utilizado en exámenes radiodiagnósticos del tubo digestivo, comercializado por varios laboratorios.

Se administra por vía oral una dosis única de 300 mg de sulfato de bario en suspensión acuosa. No presenta toxicidad ni contraindicaciones.

23. SULFATO DE MAGNESIO

Es un laxante salino que acelera el tránsito intestinal y por consecuencia la evacuación de radionucleidos presentes en el tracto digestivo. Está particularmente indicado en la contaminación por radium y estroncio, pues la formación de sulfatos insolubles provoca una disminución neta de su absorción intestinal. Está indicado también para acelerar la eliminación de cobalto, polonio, plutonio y transplutónidos.

Comercialización: bajo la forma de solución concentrada al 25% (0,25 g por ml) ampollas de 5 ml (1,25 g) y de 10 ml (2,5 g).

Posología y vías de administración: Se administra por vía oral, 10 a 15 g por día (4 a 6 ampollas de 10 ml) el primer día. El tratamiento puede continuarse durante algunos días según la importancia de la contaminación y la susceptibilidad individual a la acción laxativa. En ese caso se continuará los días subsiguientes con 5 a 10 g por día (2 a 4 ampollas de 10 ml).

Contraindicaciones: el sulfato de magnesio está contraindicado en insuficiencia renal grave, enfermedades inflamatorias del colon y obstrucción de vías biliares.

24. SULFATO DE SODIO

Está indicado para el tratamiento de la contaminación con selenio. Su administración oral incrementa su excreción.

25. TIOSULFATO DE SODIO

Produce dilución isotópica en casos de contaminación con azufre.

Se puede administrar por vía oral o por vía parenteral en solución al 10%. Dosis única de 1g.

26. FÁRMACOS EN ETAPA EXPERIMENTAL

Existe un grupo de fármacos análogos de los sideróforos cuya aplicabilidad en el tratamiento de la contaminación interna con radionucleidos está siendo actualmente estudiada.

La 3,4,3, hydroxypiridinona (LIHOPO) ha demostrado su utilidad en la descontaminación de americio, torio, neptunio y plutonio, con una eficacia mayor a la que presenta el DTPA, tanto en administración por vía sistémica como en la administración local en el caso de heridas contaminadas. La eficacia de su administración en forma de aerosol no ha sido aún demostrada. Se encuentran en marcha estudios de toxicidad que deberán completarse antes de evaluar su aplicabilidad en humanos.

Se comenzaron los ensayos preliminares con un nuevo análogo sideróforo (TREN-3,2-HOPO) que sugieren una efectividad similar al anterior. Otros análogos han sido descartados debido a su toxicidad renal (3,4,3,-LICAM).

ANEXO II

INFORMACIÓN BÁSICA PARA EL TRATAMIENTO DE LA CONTAMINACIÓN RADIACTIVA INTERNA

SE INCLUYEN LOS SIGUIENTES RADIONUCLEIDOS:

1. AZUFRE (S)
2. BROMO (Br)
3. CALCIO (Ca)
4. CARBONO (C)
5. CESIO (Cs)
6. COBALTO (Co)
7. CROMO (Cr)
8. ESTRONCIO (Sr)
9. FÓSFORO (P)
10. GASES NOBLES (Xe, K_2)
11. HIERRO (Fe)
12. INDIO (In)
13. IODO (I)
14. ITRIO (Y)
15. LANTÁNIDOS
16. MANGANESO (Mn)
17. MERCURIO (Hg)
18. ORO (Au)
19. PLOMO (Pb)
20. PLUTONIO (Pu)
21. POLONIO (Po)
22. POTASIO (K)
23. PRODUCTOS DE FISIÓN
24. RADIO (Ra)
25. SELENIO (Se)
26. SODIO (Na)
27. TECNESIO (Tc)
28. TRANSPLUTÓNIDOS (H^5)
29. TRITIO (H_3)
30. URANIO (U)
31. ZINC (Zn)

1. AZUFRE (S^{35})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- 88 días 7 días 6,5 días Cuerpo entero
ALI	Ingestión Inhalación	2,6 E+7 Bq 1,5 E+7 Bq
Tratamiento	**Dilución isotópica.** Tiosulfato de sodio 1 x 1 g, vía oral	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina	

2. BROMO (Br^{82})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- γ 35,6 horas 8 días 1,27 días Cuerpo entero
ALI	Ingestión Inhalación	3,7 E+7 Bq 2,3 E+7 Bq
Tratamiento	Aumentar la diuresis. Ingesta de líquidos. Administración de diuréticos	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina	

3. CALCIO (Ca^{45}) (Ca^{47})			**Ca^{45}**	**Ca^{47}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico			β^- 165 días $1,8 \times 10^4$ días 164 días Hueso	β^- γ 4,53 días $1,8 \times 10^4$ días 4,54 días Hueso
ALI	Ca^{45}	Ingestión Inhalación	2,6 E+7 Bq 7,4 E+6 Bq	
	Ca^{47}	Ingestión Inhalación	1,3 E+7 Bq 9,5 E+6 Bq	
Tratamiento		**Dilución Isotópica:** gluconato de calcio ampollas (10%) de gluconato de calcio en 500 ml de solución glucosada al 5%, por vía intravenosa lenta.		
Monitoreo personal		Orina. Contaje de cuerpo entero (Ca^{47})		

4. CARBONO (C^{14})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- 5730 años 0,4 días 0,4 días Cuerpo entero
ALI	Ingestión Inhalación	3,4 E+7 Bq 3,4 E+7 Bq

Tratamiento	En vista de la corta vida media biológica generalmente no requiere acción terapéutica.	
Monitoreo personal	Orina. Aire exhalado	
5. CESIO (Cs^{137})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- γ 30 años 70 días 70 días Cuerpo entero
ALI	Ingestión Inhalación	1,5 E+6 Bq 3,0 E+6 Bq
Tratamiento	Todos los compuestos de cesio deben ser considerados solubles. Son absorbidos rápidamente, por lo que el tratamiento es de urgencia. Precipitar el radionucleido a nivel intestinal, tanto en las contaminaciones con puerta de entrada digestiva, como en las contaminaciones del aparato respiratorio o heridas. **AZUL DE PRUSIA** (ferrocianuro férrico), 1g disuelto en un vaso con agua (o 2 cápsulas), 3 veces al día.	
Monitoreo personal	Orina. Heces. Contaje de cuerpo entero	

6. COBALTO (Co)			**Co^{57}**	**Co^{58}**	**Co^{60}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			e- γ 270 días 125 días 85,5 días	β+ γ 71,3 días 125 días 45,5 días	β- γ 5,26 años 125 días 117 días
Órgano crítico			PULMÓN: para los compuestos no transportables el órgano crítico es el tracto gastrointestinal		
ALI	Co^{57}	Ingestión Inhalación	9,5 E+7 Bq 2,1 E+7 Bq		
	Co^{58}	Ingestión Inhalación	2,7 E+7 Bq 1,0 E+7 Bq		
	Co^{60}	Ingestión Inhalación	5,9 E+6 Bq 6,9 E+5 Bq		
Tratamiento			Como la mayoría de las sales de cobalto son insolubles, no es necesario una terapia especial después de la ingestión. Administrar un laxante para acelerar el tránsito gastroinestinal, 10 g de sulfato de magnesio, vía oral. **Herida contaminada:** lavar con solución concentrada de DTPA-Ca. Inyección endovenosa lenta de 0,5 g de DTPA-Ca (media ampolla) en 250 ml de solución fisiológica o glucosada. A esta quelación se puede asociar una dilución isotópica por administración de gluconato de cobalto, 2 ampollas de 450 μg por vía intramuscular o sublingual. **Contaminación respiratoria:** inhalación de un aerosol de DTPA, 1 ampolla (1 g) en un inhalador convencional o 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador tipo Sphinaler.		
Monitoreo personal			Medición directa (CTC). Análisis radiotoxicológico de orina		

7. CROMO (Cr^{51})					
Tipo de emisión			e-	x	γ
Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico			27,8 días Pulmón 125 días Pulmón 22,8 días Tracto Gastrointestinal. Pulmón		
ALI		Ingestión Inhalación	5,3 E+8 Bq 5,6 E+8 Bq		
Tratamiento		**Quelación:** 0,5 g DTPA-Ca (media ampolla), inyección endovenosa lenta. **Herida:** lavar con solución concentrada de DTPA-Ca. **Tratamiento alternativo:** DFOA (desferrioxamina B ó Desferal®), dosis de 1 g por vía intramuscular. **Herida:** irrigar con solución concentrada de DFOA.			
Monitoreo personal		Análisis radiotoxicológico de orina			

8. ESTRONCIO (Sr)			**Sr^{85}**	**Sr^{89}**	**Sr^{90}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			γ 64 días $1,8 \times 10^4$ días 64 días	β- 52 días $1,8 \times 10^4$ días 52 días	β- 28,1 años $1,8 \times 10^4$ días $6,4 \times 10^3$ días
Órgano crítico			Hueso		
ALI	Sr^{85}	Ingestión Inhalación	3,6 E+7 Bq 2,6 E+7 Bq		
	Sr^{89}	Ingestión Inhalación	7,7 E+6 Bq 2,7 E+6 Bq		
	Sr^{90}	Ingestión Inhalación	7,1 E+5 Bq 1,3 E+5 Bq		
Tratamiento			**Herida Contaminada:** esparcir 1 g de Rodizonato de sodio o potasio, haciendo que el producto penetre en la zona contaminada. **Contaminación del aparato digestivo o respiratorio:** administrar por vía oral uno de los siguientes productos 10 g de Alginato de sodio o calcio en suspensión acuosa o 55 g de fosfato de aluminio coloidal o 100 g de sulfato de bario en suspensión acuosa. Se puede administrar 10g de sulfato de magnesio, para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo, determinando una reducción en la absorción del Sr. **En todos los casos realizar tratamiento sistémico:** Dilución isotópica mediante la administración de una solución conteniendo 2-4 ampollas (10%) de gluconato de calcio en 500 ml de solución glucosada al 5%, por vía intravenosa lenta. Administrar por vía oral cloruro de amonio 2 g cada 8 horas.		
Monitoreo personal			Análisis radiotoxicológico de orina y heces		

9. FÓSFORO (P^{32})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β- 14,3 d 1155 d 14,1 d Hueso
ALI	Ingestión Inhalación	8,3E+6 Bq 6,3E+6 Bq
Tratamiento	**Dilución Isotópica:** administrar fosfato de sodio (NEUTRO-PHOS) vía oral (2 cápsulas conteniendo 0,5 g de fósforo el primer día y luego 0,5 g/día). Hidróxido de aluminio gel (ALUDROX), vía oral, 100 ml/día, distribuidos en 3 tomas.	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de Orina	

10. GASES NOBLES (Xe, Kn)
El xenón (emisor β-γ) y el kripton (emisor β) son gases inertes que no reaccionan con el material biológico, muy poco hidrosolubles y ligeramente liposolubles, por lo que no pueden derivar en una contaminación relevante. El riesgo real es el de la irradiación por exposición a una mezcla que los contenga.

11. HIERRO (Fe^{55}, Fe^{59})			**Fe^{55}**	**Fe^{59}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			e^- x 2,6 a 600 días (bazo) 388 días (bazo)	β γ 45 d 600 días (bazo) 41,9 días (bazo)
Órgano crítico			Bazo, hígado, médula ósea	
ALI	Fe^{55}	Ingestión Inhalación	6,1 E+7 Bq 2,2 E+7 Bq	
	Fe^{59}	Ingestión Inhalación	1,1 E+7 Bq 5,7 E+6 Bq	
Tratamiento			**Quelación:** **En todos los casos:** administrar por vía intramuscular 1 g (2 ampollas) de desferoxamina el primer día y 0,5 g/día los días sucesivos. Puede administrarse por vía IV lenta en 250 cc de solución glucosada o fisiológica (Cl Na 0,9%). **Tratamiento Alternativo:** DTPA en infusión lenta (hasta 1 g/día) en 250 cc de solución glucosada al 5% o fisiológica. **Contaminación Respiratoria:** inhalación de un aerosol de DTPA, 1 ampolla en un inhalador convencional o 1 cápsula de DTPA micronizado en un turboinhalador. **Herida contaminada:** lavar la herida con una solución de desferoxamina al 10% o solución concentrada de DTPA al 25%.	
Monitoreo personal			Medición directa (Fe^{59}). Análisis radiotoxicológico de orina	

12. INDIO (In^{113m})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		e^- , x , γ 99,4 minutos 60 días (riñón) 1,61 horas (riñón) Riñón, tracto gastrointestinal
ALI	Ingestión Inhalación	7,1 E+8 Bq 6,3 E+8 Bq
Tratamiento	No se requiere acción terapéutica debido al corto período de decaimiento efectivo (In^{113m}). En caso de contaminación con In^{114m}, debido a su larga vida media (t½ físico 49 días) está indicado el tratamiento quelante con una solución DTPA en infusión lenta (hasta 1 g/día) en 250 cc de solución glucosada al 5% o fisiológica.	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina	

13. IODO (I^{123} , I^{125} , I^{131})			**I^{123}**	**I^{125}**	**I^{131}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico (*) Período de decaimiento efectivo			e^- , x , γ 13,3 horas 0,35 días/ 138 días 0,54 días	e^- , x 60,2 días 0,35 días/ 138 días 41,8 días	β^- , γ 8,05 días 0,35 días/ 138 días 7,6 días
Órgano crítico			Tiroides		
ALI	I^{123}	Ingestión Inhalación	9,5 E+7 Bq 1,8 E+8 Bq		
	I^{125}	Ingestión Inhalación	1,3 E+6 Bq 2,7 E+6 Bq		
	I^{131}	Ingestión Inhalación	9,1 E+5 Bq 1,8 E+6 Bq		
Tratamiento		**Dilución isotópica.** Inicial: administrar por vía oral 1 a 2 comprimidos x 130 mg de ioduro de potasio, sodio o magnesio (100 mg de iodo activo). Días posteriores: 1 comprimido por día.			
Monitoreo personal		Medición directa Análisis radiotoxicológico de orina			

(*): dependiente del estado de la función tiroidea.

14. ITRIO (Y^{90})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- 64 horas Tracto gastrointestinal
ALI	Ingestión Inhalación	7,4 E+6 Bq 1,2 E+7 Bq
Tratamiento	Administrar por vía oral 10g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo, determinando una reducción del tiempo de permanencia. DTPA-Ca IV lento 0,5 g en 250 ml de solución fisiológica o glucosada.	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina y Heces	

15. LANTÁNIDOS (Tierras raras: La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu)	**La^{140}**	**Ce^{144}**	**Hijas Pm^{144}**
Tipo de emisión	$\beta^- \gamma$	$\beta^- \gamma$	$\beta^- \gamma$
Período de decaimiento físico	40,2 horas	285 días	17,3 minutos
Período de decaimiento biológico	--------	1500 días	--------
Período de decaimiento efectivo	--------	243 días	--------
Órgano crítico	G.I.	Hueso	

	Pm^{147}	**Yb^{169}**	**Lu^{177}**
Tipo de emisión	β^-	x , γ	$\beta^- \gamma$
Período de decaimiento físico	2,62 a	31,8 días	6,74 días
Período de decaimiento biológico	1500 días	1000 días	--------
Período de decaimiento efectivo	570 días	29,8 días	--------
Órgano crítico	Hueso	Hueso	G.I.

Tratamiento	**En todos los casos:** Inyectar 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) / 250 ml de solución fisiológica o glucosada por vía IV lenta. **a. Herida contaminada:** Lavar la herida con solución concentrada de DTPA-Ca (25% = 1 ampolla de 1 g). **b. Contaminación del aparato respiratorio:** nebulizar con aerosol de DTPA-Ca (1 ampolla) en un generador convencional o utilizar 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador turboinhalador (Spinhaler). **c. Contaminación digestiva:** débil absorción por esta vía. Eventualmente se puede administrar por vía oral 10 g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo.
Monitoreo personal	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina

16. MANGANESO (Mn^{54})			
Tipo de emisión		x	γ
Período de decaimiento físico		314 días	314 días
Período de decaimiento biológico		125 días (pulmón)	25 días (hígado)
Período de decaimiento efectivo		88,5 días (pulmón)	23 días (hígado)
Órgano crítico		Pulmón e hígado	
ALI	Ingestión	2,8 E+7 Bq	
	Inhalación	1,3 E+7 Bq	
Tratamiento	**a. Mn en forma catiónica: quelación.** Inyección IV lenta de 0,5 g de DTPA-Ca (media ampolla) en 250 ml de solución fisiológica o glucosada. Tratamiento alternativo: 1 g de Desferoxamina IM (2 ampollas de Desferal). Herida contaminada: lavar con solución concentrada de DTPA-Ca (1 ampolla) o solución concentrada de Deferoxamina (1 ampolla) y hacer el tratamiento sistémico correspondiente. Contaminación del aparato respiratorio: nebulizar con un aerosol de DTPA-Ca (1 ampolla) en un generador convencional o utilizar 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador turboinhalador (Spinhaler). Inyectar 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) / 250 ml de solución fisiológica o glucosada por vía IV lenta **b. Tratamiento Mn en compuestos aniónicos** (ejemplo: permanganato) no hay tratamiento eficaz.		
Monitoreo personal	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina		

17. MERCURIO (Hg^{197}, Hg^{203})			**Hg^{197}**	**Hg^{203}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico			e^- x γ 65 horas 14 días 2,3 días Riñón	$\beta^- \gamma$ 46,6 días 14 días 11 días Riñón
ALI	Hg^{197}	Ingestión Inhalación	8,7 E+7 Bq 6,9 E+7 Bq	
	Hg^{203}	Ingestión Inhalación	1,1 E+7 Bq 8,7 E+6 Bq	
Tratamiento inicial		**Quelación** Dimercaptopropansulfonato (DMPS, Dimaval) vía oral, 3 cápsulas de 100 mg cada 3 a 6 horas. Alternativa: 3 mg/kg dimercaprol (BAL 1 ampolla de 200 mg) intramuscular cada 4 horas.		
Monitoreo personal		Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina		

18. ORO (Au^{198})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		$\beta^- \gamma$ 2,7 días 1,5 días (riñón) 1 días (riñón) Riñón. Tracto gastrointestinal
ALI	Ingestión Inhalación	2,0 E+7 Bq 1,8 E+7 Bq
Tratamiento	**Quelación** Penicilamina: vía oral, 1-3 cápsulas de 250 mg cada 8 h. Tratamiento alternativo: BAL, 3 mg/kg peso de dimercaprol (BAL: 1 ampolla de 200 mg) por vía intramuscular cada 4 horas.	
Monitoreo personal	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina	

19. PLOMO (Pb^{210})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		$\beta^- \gamma$ 21,4 a 1,5 años (riñón) 10 años (hueso) 1,2 años (riñón) 6,8 años (hueso) Riñón y hueso
ALI	Ingestión Inhalación	2,9 E+4 Bq 1,8 E+4 Bq
Tratamiento	**Quelación** Dimercaptopropansulfonato vía oral (DMPS, Dimaval) 3 cápsulas de 100 mg cada 3 a 6 horas. Alternativa: 3 mg/kg dimercaprol (BAL 1 ampolla de 200 mg) intramuscular cada 4 horas o inyección IV lenta de 0,5 g de DTPA-Ca (media ampolla) en 250 ml de solución fisiológica o glucosada.	
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina y heces	

20. PLUTONIO (Pu^{238}, Pu^{239}, Pu^{241})			**Pu^{238}**	**Pu^{239}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			α x 86 años 100 años 46,2 años	α x 24 360 años 100 años 100 años
Órgano crítico			Hueso	
ALI	Pu^{238}	Ingestión Inhalación	8,7 E+4 Bq 4,7 E+2 Bq	
	Pu^{239}	Ingestión Inhalación	8,0 E+4 Bq 4,3 E+2 Bq	
Tratamiento		**Quelación** **En todos los casos:** administrar por vía IV lenta 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) diluido en 250 ml de solución fisiológica o glucosada. **a. Herida contaminada:** lavar con solución concentrada de DTPA-Ca (1 ampolla). **b. Contaminación del aparato respiratorio:** nebulizar con un aerosol de DTPA-Ca (1 ampolla) en un generador convencional o utilizar 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador turboinhalador (Spinhaler). **c. Contaminación digestiva:** débil absorción por esta vía. Administrar por vía oral 10g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo.		
Monitoreo personal		Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina y heces		

21. POLONIO (Po^{210})			
Tipo de emisión Período de decaimiento físico		α 138,4 días	
Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo		40 días (riñón) 31,7 días (riñón)	125 días (pulmón) 65,7 días (pulmón)
Órgano crítico		Riñón y pulmón	
ALI	Ingestión Inhalación	8,3 E+4 Bq 6,7 E+3 Bq	
Tratamiento	**Quelación** Administrar DMPS (Dimaval) por vía oral 3 cápsulas x 100 mg cada 3 a 5 horas (los días subsiguientes continuar con 1 cada 8 a 12 horas). Tratamiento alternativo: BAL vía IM 3 mg/kg cada 4 horas durante los primeros 2 días. El tercer día bajar la dosis a la mitad. No prolongar el tratamiento más de 3 días. Efectuar prueba de sensibilidad al producto previo al inicio del tratamiento. En casos de contaminación por vía digestiva se puede administrar un adsorbente (hidróxido de aluminio, Aludrox® suspensión) 100 ml por vía oral (6 g de hidróxido de aluminio). Administrar por vía oral 10 g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo.		
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de excretas		

22. POTASIO (K^{42})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		β^- γ 12,4 h Estómago
ALI	Ingestión Inhalación	4,7E+7 Bq 1,0E+8 Bq
Tratamiento	**Dilución isotópica:** 4 g diarios de potasio estable por vía oral como bicarbonato de potasio, no más de 3 días. El potasio es absorbido rápidamente, y casi completamente en intestino y es excretado por vía renal. Administrar un adsorbente (hidróxido de aluminio, Aludrox® suspensión) 100 ml por vía oral (6 g de hidróxido de aluminio). Administrar por vía oral 1 a 2 comprimidos de furosemida (Lasix®) inicialmente, seguido de 1 comprimido a las 6 horas.	
Monitoreo individual	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina	

23. PRODUCTOS DE FISIÓN (Cs^{137}, Sr^{89}, Sr^{90}, Ce^{144}, Iodo)	
Tratamiento	**Contaminación de piel sana:** 130 mg de ioduro de potasio vía oral. Lavar con solución diluída de DTPA cálcico. **Herida contaminada:** 130 mg de ioduro de potasio por vía oral. Administrar por vía IV lenta 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) diluido en 250 ml de solución fisiológica o glucosada. Lavar la herida con solución concentrada de DTPA-Ca. Espolvorear sobre la herida 1 g de Rodizonato de potasio. Administrar 1g de Azul de Prusia, vía oral, 3 veces al día. **Contaminación del aparato respiratorio:** 130 mg de ioduro de potasio por vía oral. Nebulizar con un aerosol de DTPA-Ca (1 ampolla) en un generador convencional o utilizar 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador turboinhalador (Spinhaler). Inyectar 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) / 250 ml de solución fisiológica o glucosada por vía IV lenta. Administrar por vía oral ferrocianuro férrico (Azul de Prusia) 1 g por vía oral, 3 veces al día. Administrar por vía oral alginato de sodio 10 g/día en una toma única o distribuidos en dos tomas el primer día. Días subsiguientes: 4 g/día. Administrar por vía oral 10g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo. **Contaminación del aparato digestivo:** 130 mg de ioduro de potasio por vía oral. Inyectar 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) / 250 ml de solución fisiológica o glucosada por vía IV lenta. Administrar por vía oral ferrocianuro férrico (Azul de Prusia) 1 g, vía oral, 3 veces al día. Administrar por vía oral alginato de sodio 10 g/día en una toma única o distribuidos en dos tomas el primer día. Días subsiguientes: 4 g/día. Administrar por vía oral 10 g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo.
Monitoreo individual	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de excretas

24. RADIO (Ra^{226})	
Elemento alcalino térreo emisor α-γ cuyo metabolismo es similar al del calcio, por lo tanto el órgano crítico es el hueso. El tratamiento y monitoreo individual es similar al de la contaminación con estroncio.	
Tratamiento	**Contaminación del aparato digestivo o respiratorio:** Beber un vaso con agua conteniendo 10 g de alginato de sodio o calcio. Se puede administrar 10 g de sulfato de magnesio, para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo, determinando una reducción en la absorción del radio. En todos los casos realizar tratamiento sistémico: Dilución Isotópica administrando una solución conteniendo 2-4 ampollas (10%) de gluconato de calcio en 500 ml de solución glucosada al 5% por vía intravenosa lenta. Administrar por vía oral cloruro de amonio 2 g cada 8 horas.
Monitoreo personal	Análisis radiotoxicológico de orina y Heces.

25. SELENIO (Se^{75})				
Tipo de emisión Período de decaimiento físico			e^- γ 120 d	
Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			125 días (pulmón) 61 días (pulmón)	11 días (riñón) 10 días (riñón)
Órgano crítico			Pulmón y riñón	
ALI		Ingestión Inhalación	7,7 E+6 Bq 1,2 E+7 Bq	
Tratamiento		No hay una terapia específica pero una dieta conteniendo 2% de sulfato de sodio incrementa la excreción de selenio tres veces.		
Monitoreo individual		Análisis radiotoxicológico de orina		

26. SODIO (Na^{22} Na^{24})			**Na^{22}**	**Na^{24}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico			$\beta^{(+)}$ γ 2,6 años 11 días 11 días Todo el cuerpo	$\beta^{(-)}$ γ 15 horas 11 días 0,6 días Gastrointestinal
ALI	Na^{22}	Ingestión Inhalación	6,3 E+6 Bq 1,0 E+7 Bq	
	Na^{24}	Ingestión Inhalación	4,7 E+7 Bq 3,8 E+7 Bq	
Tratamiento		**Dilución isotópica,** aporte adicional de cloruro de sodio en la dieta. Facilitar la diuresis mediante la administración oral de furosemida (Lasix®) 1 a 2 comprimidos de 40 mg seguidos de 1 comprimido más a las 6 horas o clortalidona (Hygroton®) 1 comprimido de 100 mg. Alternativa para vía parenteral: furosemida 1 ampolla IV inicial.		
Monitoreo individual		Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina		

27. TECNESIO ($Tc^{99\,m}$)				
Tipo de emisión Período de decaimiento físico		$e^{(-)}$ γ 6 horas		
Período de decaimiento biológico		1, 6 días	3,7 días	22días (*)
Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		Tiroides y gastrointestinal		
ALI	Ingestión Inhalación	9,1 E+8 Bq 6,9 E+8 Bq		
Tratamiento	No requiere terapéutica considerando el corto período de decaimiento físico			
Monitoreo individual	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina			

(*): dependiente del estado de la función tiroidea

28. TRANSPLUTÓNIDOS (Am^{241}, Bk^{249}, Cm^{242}, Cm^{244}, Cf^{252}, Es^{253})		
a) Americio (Am^{241})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		α γ 457,7 años 100 años 83,9 años Hueso
ALI	Ingestión Inhalación	1,0 E+5 Bq 5,1 E+2 Bq

b) Curio (Cm^{242} Cm^{244})			**Cm^{242}**	**Cm^{244}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			α x 162,5 días 100 años 161,8 días	α 17,6 años 100 años 15 años
Órgano crítico			Hueso	
ALI	Cm^{244}	Ingestión Inhalación	1,7 E+5 Bq 8,0 E+2 Bq	

c) Berkelio (Bk^{249})			
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico			γ $\beta^{(-)}$ 314 días 100 años 311 días Hueso
ALI	Cm^{244}	Ingestión Inhalación	1,7 E+5 Bq 8,0 E+2 Bq

d) Californio (Cf^{252})		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		α 2,6 años 100 años 2,5 años Hueso
ALI	Ingestión Inhalación	2,2 E+5 Bq 1,1 E+3 Bq

e) Einstenio (Es^{253})	
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico	α 20,4 días 100 años 20,4 días Hueso
Tratamiento de la contaminación con transplutónidos:	**Quelación** Administrar por vía IV lenta 0,5 g de DTPA-Ca (½ ampolla) diluido en 250 ml de solución fisiológica o glucosada. De acuerdo a la puerta de entrada completar con: **Herida contaminada:** lavar con solución concentrada de DTPA-Ca (1 ampolla). **Contaminación del aparato respiratorio:** nebulizar con un aerosol de DTPA-Ca (1 ampolla) en un generador convencional o utilizar 1 cápsula de DTPA micronizado en un generador turboinhalador (Spinhaler). **Contaminación digestiva:** Administrar por vía oral 10 g de sulfato de magnesio en 100-200 ml de agua para acelerar el pasaje a través del tracto digestivo.
Monitoreo individual	Medición directa. Análisis radiotoxicológico de excretas

29. TRITIO (H^3)		
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo Órgano crítico		$\beta^{(-)}$ 12,3 años 10 días 10 días Cuerpo entero
ALI	Ingestión Inhalación	4,8E+8 Bq 1,1E+9 Bq
Tratamiento	**Hiperhidratación** (4 litros/día), promover la diuresis mediante administración de clortalidona (Hygroton®) 1 comprimido de 100 mg o furosemida (Lasix®) 1 a 2 comprimidos de 40 mg seguidos de 1 comprimido más a las 6 horas.	
Monitoreo individual	Análisis radiotoxicológico de orina	

30. URANIO (U^{235}, U^{238})			**U^{235}**	**U^{238}**
Tipo de emisión Período de decaimiento físico Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo			α γ $7{,}1 \times 10^{8}$ años 15 días 15 días	α x e^{-} $4{,}49 \times 10^{9}$ años 15 días 15 días
Órgano crítico			Riñón	
ALI	U^{235}	Ingestión Inhalación	4,3 E+5 Bq 2,6 E+3 Bq	
	U^{238}	Ingestión Inhalación	4,5 E+5 Bq 2,7 E+3 Bq	
Tratamiento		**Cualquiera sea la vía de contaminación:** Administrar por vía IV 250 ml de una solución de bicarbonato de sodio al 1,4% en forma lenta. **Contaminación de piel y heridas:** lavar con solución bicarbonatada al 1,4%.		
Monitoreo individual		Medición directa. Análisis radiotoxicológico de orina		

31. ZINC (Zn^{65})			
Tipo de emisión Período de decaimiento físico		$e^{(-)}$ $\beta^{(+)}$ x γ 245 días	
Período de decaimiento biológico Período de decaimiento efectivo		933 días (todo el cuerpo) 195 días (todo el cuerpo)	120 días (pulmón) 80,5 días (pulmón)
Órgano crítico		Cuerpo entero y pulmón	
ALI	Ingestión Inhalación	5,1 E+6 Bq 6,9 E+6 Bq	
Tratamiento		**Quelación** Administrar por vía IV lenta DTPA-Zn 1 ampolla en 250 ml de solución fisiológica o glucosada.	
Monitoreo individual		Medición directa	

ANEXO III

ADMINISTRACIÓN DE IODO ESTABLE EN ACCIDENTES RADIOLÓGICOS

INTRODUCCIÓN

Las contramedidas aplicables en la fase temprana de un accidente radiológico han sido objeto de numerosos análisis en función de evaluar su utilidad y precisar las indicaciones precisas para su aplicación. Si bien la Comisión Internacional sobre Protección Radiológica (ICRP) recomienda niveles de intervención, dada la emergencia para evitar los efectos determinísticos la Autoridad Regulatoria argentina ha establecido que una serie de contramedidas, y entre ellas el bloqueo de la glándula tiroides, no se efectivice en base a niveles de intervención sino en base a estados de planta y datos meteorológicos. Por tal motivo la distribución de los comprimidos de ioduro de potasio se realizará cuando se tenga la certeza o presunción fundada de inminente emisión masiva de productos de fisión al ambiente.

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

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

MECANISMO DE ACCIÓN DEL IODO ESTABLE

La contaminación interna con radioiodos es posible a través de 3 vías: inhalación, ingestión y absorción por piel. Una vez incorporado, el iodo es rápidamente absorbido y pasa a sangre desde donde alcanza en un corto tiempo su órgano blanco: la glándula tiroides y se incorpora a la molécula de triodotironina (T3) y tiroxina (T4). Se considera que el 50% de la dosis máxima en tiroides se alcanza durante las primeras 6 horas post-incorporación.

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

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

SCREENING DEL STATUS GLANDULAR DE GRUPOS POTENCIALMENTE EXPUESTOS

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

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

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

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

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

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

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

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

a. Hipersensibilidad conocida al iodo.

b. Enfermedad tiroidea activa actual o previa en tratamiento: tioroiditis de Hashimoto, enfermedad de Basedow, otras tiroideopatías autoinmunes.

c. Vasculitis hipocomplementémica.

d. Dermatitis herpetiforme.

ASPECTOS POBLACIONALES

Se definen dos grupos poblacionales desde el punto de vista de la proximidad a la fuente de emisión y en base a dosis potenciales involucradas: un grupo cercano (“near field”) y un grupo alejado (“far field”).

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

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

CASOS PARTICULARES

Se deberán considerar los siguientes casos:

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

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

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

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

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

ASPECTOS FARMACOLÓGICOS

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

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

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

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

- Facilidad de almacenamiento.
- Rapidez de la distribución.
- Flexibilidad de la dosificación.
- Estabilidad del producto.

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

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

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

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

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

GRUPO ETARIO	MASA DE IODO ACTIVO (dosis diaria)
Menos de 1 mes	12,5 mg (*)
1 mes a 3 años	25 mg
3 a 12 años	50 mg
Adolescentes y adultos	100 mg

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

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

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

LOGÍSTICA DE ADMINISTRACIÓN

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

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

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

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

SEGUIMIENTO DE GRUPOS DE RIESGO

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

En este sentido se considerarán:

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

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

DIVULGACIÓN DE INSTRUCTIVOS E INFORMACIÓN

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

BIBLIOGRAFÍA

[1] Safety Series N° 47. Manual on Early Medical Treatment of Possible Radiation Injury. IAEA Viena 1978.

[2] Radiation Protection Dosimetry. Vol 41 N° 1, 1992. Guidebook for the Treatment of Accidental Internal Radionuclide Contamination of Workers.

[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 April.

[5] Le Li-Hopo, au Premier Rang de Decorporant S. Marano Pag. 20-21. Les Defis Du Cea. Juin 1996.

[6] International Commission On Radiation Protection. Principles for intervention for protection of the public in Radiological Emergencies Annals of the ICRP 22 (4) (1991).

[7] Schlumberger, M. Cancers de la Thyroïde Après Tchernobyl Radioprotection 29(3) 397-404 (1994).

[8] Proceedings of WHO/CEC Workshop. Iodine Prophylaxis Following Nulcear Accidents Pergamon Press (1988).

[9] World Health Organization. Guidelines for iodine prophylaxis following nuclear accidents FADL publishers (1989).

[10] International Commission on Radiation Protection. Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers. Publication 68. (1994).

Determinación de iodo 129 en vegetales mediante activación neutrónica

Quintana, E.E., Thyssen, S.M. y Bruno, H.A.

Publicado como PI 2/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

DETERMINACIÓN DE IODO 129 EN VEGETALES MEDIANTE ACTIVACIÓN NEUTRÓNICA

Quintana, E.E., Thyssen, S.M. y Bruno, H.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Se ha desarrollado y optimizado una metodología que permite determinar la concentración de ^{129}I en vegetales, utilizando activación neutrónica. El procedimiento elimina los interferentes presentes en esta matriz ambiental, principalmente el ^{82}Br que sigue una radioquímica similar a la del iodo y que se genera por activación neutrónica. Al separar el bromo antes de la irradiación, se logra disminuir la exposición que produce el ^{82}Br durante el procesamiento de la muestra.

La técnica analítica involucra la realización de cinco etapas:

1. *mineralización* por fusión alcalina
2. *purificación pre-irradiación del ^{129}I*: destilación seguida de extracción por solventes, y adsorción sobre carbón activado por destilación
3. *irradiación neutrónica*
4. *purificación post-irradiación del ^{130}I*: destilación y posterior extracción por solventes
5. *espectrometría gamma* del ^{130}I

Para calcular el rendimiento de la técnica se utiliza ^{131}I como trazador, obteniéndose valores de recuperación del 95% en las destilaciones. El rendimiento global oscila entre el 70% y 85%. El límite de detección alcanzado es de 2 mBq/kg de muestra, dependiendo del tipo de vegetal, contenido de iodo estable, tiempo de irradiación y flujo neutrónico.

La metodología de trabajo desarrollada es aplicable a la vigilancia ambiental con fines de salvaguardias, en la detección de actividades no declaradas de reprocesamiento de combustibles nucleares.

ABSTRACT

The developed methodology allows the determination of ^{129}I in vegetables, using neutron activation analysis. The chemical treatment removes the interferences present in these matrixes, as well as the ^{82}Br originated in the activation process.

The experimental method for the determination of ^{129}I by neutron activation analysis involves five steps:

1. *digestion* by alkaline fusion
2. *pre-irradiation purification of ^{129}I* by distillation followed by solvent extraction, and adsorption on activated charcoal by distillation
2. *neutron irradiation*
4. *post-irradiation purification of ^{130}I* by distillation followed by solvent extraction
5. *gamma spectrometry*

A chemical recovery of 95% is obtained in the distillations, measured using ^{131}I as tracer. The whole process recovery is within 70% and 85%. The detection limit is 2 mBq/kg of sample, but several factors affect this value, such as type of vegetable, natural iodine concentration, irradiation time and neutron flux.

The methodology developed is applied at environmental surveillance with safeguards proposes, in the detection of undeclared reprocessing of irradiated fuel.

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.

El ^{129}I es producido principalmente a partir de la reacción del xenón con la radiación cósmica en las altas capas de la atmósfera. Al ingresar el ^{129}I a la biosfera, presenta un comportamiento similar al de su isótopo estable, debido a la combinación de su larga vida media y su movilidad química. Los ensayos nucleares atmosféricos y la operación normal de las instalaciones nucleares, (especialmente, las plantas de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados) liberan al ambiente pequeñas cantidades de ^{129}I, proveniente de la fisión del uranio.

La medición directa de ^{129}I en matrices ambientales es poco viable, ya que no es posible alcanzar un adecuado grado de sensibilidad en la detección. Esto se debe fundamentalmente a la combinación de dos factores:

- *larga vida media* (1,57.10^7 años) que resulta en una actividad específica muy baja (6 Bq / μg), y

- *baja energía de emisión de fotones* (E=39,58 keV) que deriva en problemas de autoabsorción (ver Figura 1 y Tabla 1).

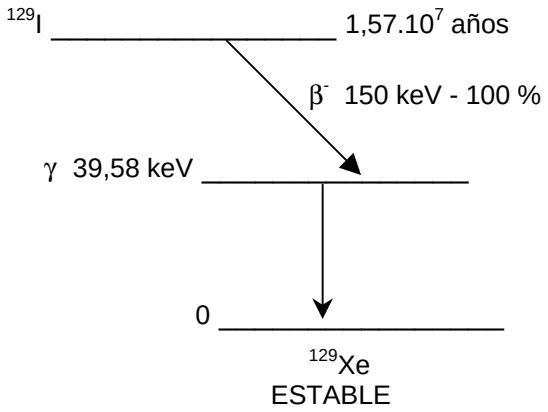


Figura 1. Esquema de decaimiento radiactivo del ^{129}I

Radiación	Energía (keV)	Eficiencia de emisión (%)
γ	39,58	7,52
RX (L)	4,33	8,2
RX ($K\alpha_1$)	29,78	37,0
RX ($K\alpha_2$)	29,46	20,0
RX ($K\beta_1$)	33,6	10,8
RX ($K\beta_2$)	34,4	2,37
β^-	150	100

Tabla 1. Energías emitidas por el ^{129}I

Teniendo en cuenta estos factores, la medición de ^{129}I en muestras ambientales se lleva a cabo por activación neutrónica o por espectrometría de masas. El análisis por activación neutrónica,

es el más utilizado, ya que permite mejorar sustancialmente la sensibilidad (10^6 veces ó más), debido a la alta sección eficaz para neutrones térmicos del ^{129}I (aproximadamente 28 barn).

El ^{129}I se convierte por una reacción (n,γ) en ^{130}I. La reacción producida es la siguiente:

$$^{129}I\ (n,\gamma)\ ^{130}I \longrightarrow\ ^{130}Xe\ (estable)$$

El ^{130}I, por desintegración β, decae en ^{130}Xe emitiendo radiación gamma. Se determina por espectrometría gamma el ^{130}I, producto de activación de corta vida media ($t_{1/2}$ = 12,6 horas) y con energía de 536 keV (ver Figura 2).

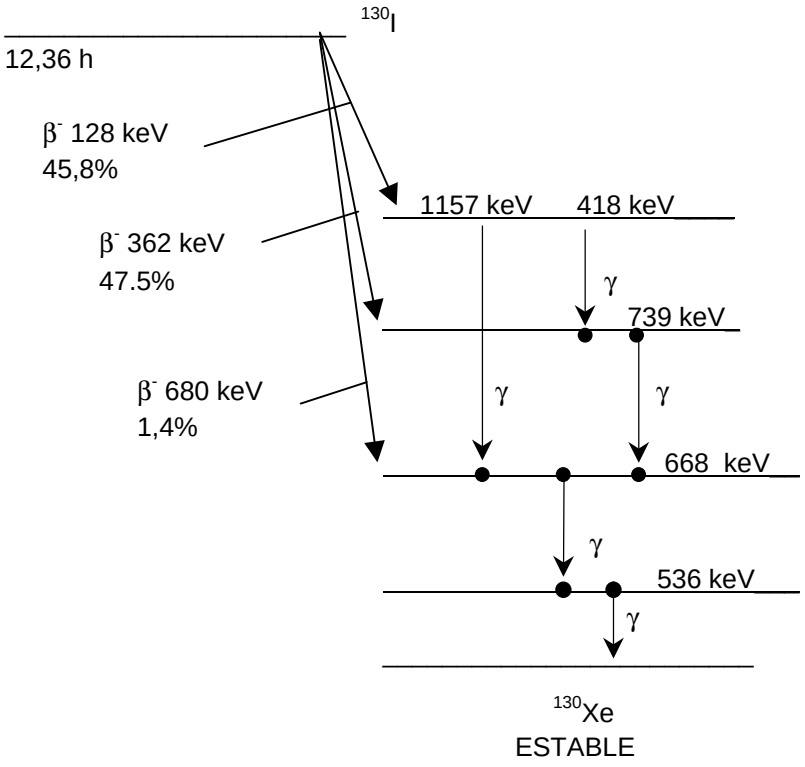


Figura 2. Esquema de decaimiento radiactivo del ^{130}I

La metodología desarrollada permite determinar la concentración de ^{129}I en hojas de diferentes vegetales como agujas de coníferas, pastos, algas, etc. Algunas de estas matrices ambientales poseen características concentradoras.

El procedimiento requiere la utilización de un laboratorio que posea aire limpio y sobrepresión para evitar la contaminación externa de la muestra, ya que la masa buscada es del orden de 10^{10} átomos/10 g de muestra. Las condiciones de trabajo de la técnica exigen además, utilizar reactivos químicos de alta pureza, agua bidestilada sobre cuarzo y purificada aplicando ósmosis inversa, y realizar la limpieza de los materiales con ultrasonido. Para el tratamiento de la muestra irradiada es necesario disponer de un laboratorio que posea campanas acondicionadas y blindajes adecuados para evitar la exposición de los operadores.

MÉTODO EXPERIMENTAL

La técnica de análisis puede ser dividida en cinco etapas. En la Figura 3 se muestra el diagrama de flujo correspondiente.

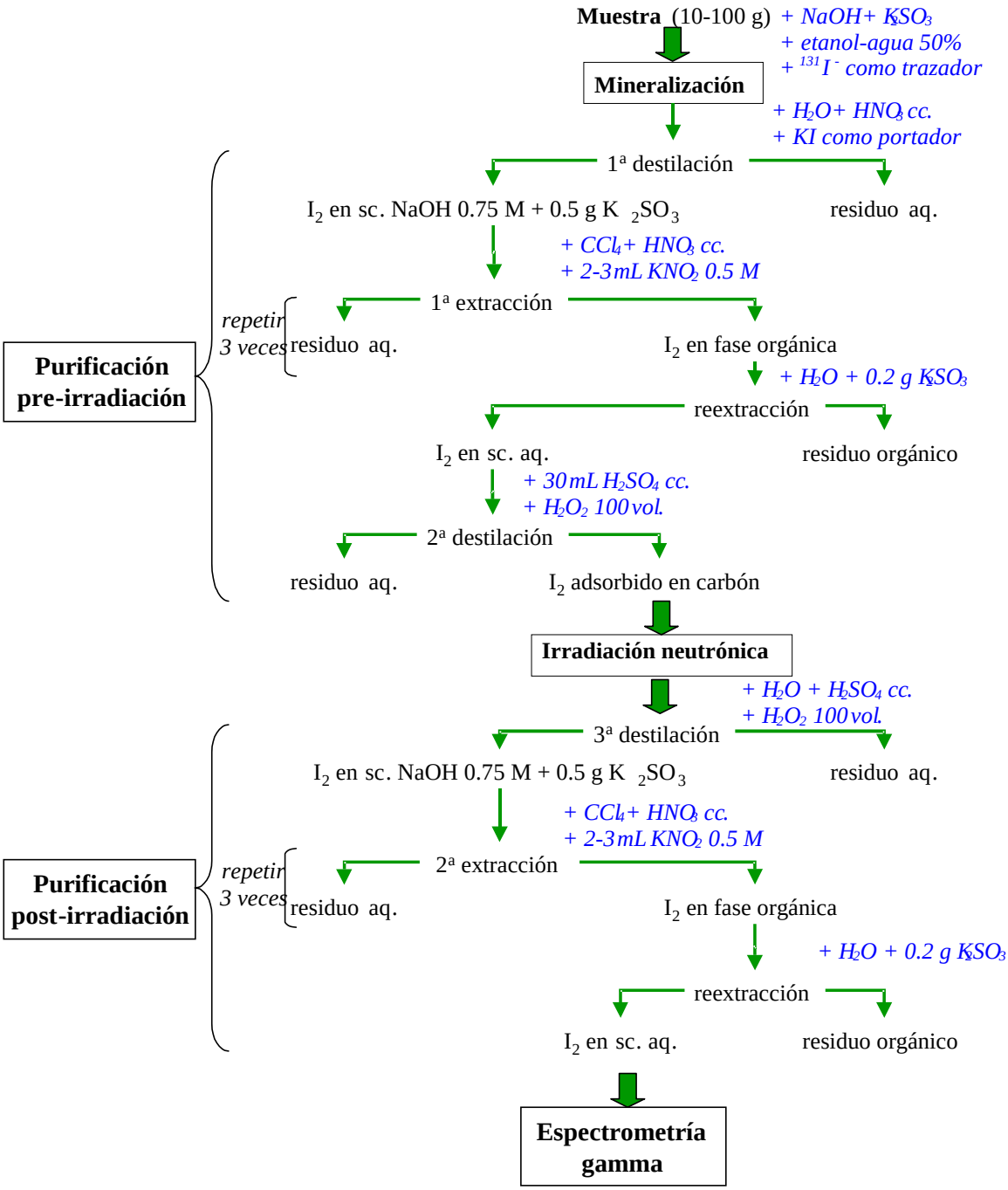


Figura 3. Diagrama de flujo del procedimiento para la determinación de ^{129}I en vegetales

1. MINERALIZACIÓN POR FUSIÓN ALCALINA DE LA MUESTRA

En un crisol de níquel se colocan entre 10 y 100 g del vegetal a analizar, 1 a 2 veces el peso de la muestra en KOH y cantidad suficiente como para cubrir la muestra, de una mezcla etanol absoluto - agua desionizada (1:1). Para la determinación del rendimiento químico del proceso, se agrega ^{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 la muestra y se lleva nuevamente a sequedad. Cuando la muestra se encuentra completamente seca, se coloca en una mufla programable siguiendo el esquema de calentamiento de la Figura 4.

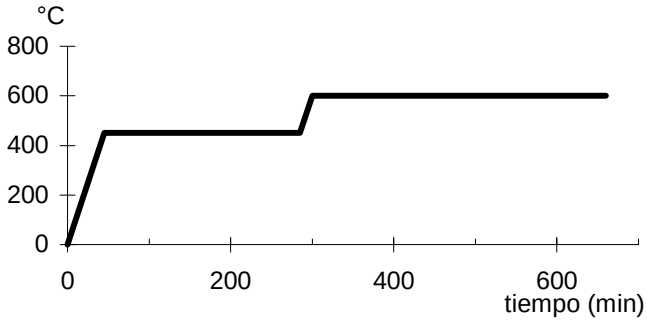


Figura 4. Esquema de calentamiento

Como resultado de este muflado se obtiene una matriz libre de materia orgánica y de partículas carbonosas, pero en caso de ser necesario, se debe repetir el esquema de calentamiento.

En este medio alcalino las formas químicas en que se encuentra el I_2 son fundamentalmente ioduro y pequeñas cantidades de iodato. Para reducir las formas oxidadas del iodo al estado de ioduro puede utilizarse K_2SO_3 durante la mineralización.

2. PURIFICACIÓN PRE-IRRADIACIÓN DEL ^{129}I

El objetivo de esta etapa es separar el I_2 del Br_2. Para ello, se utiliza un equipo destilador especialmente diseñado (ver Figura 5), que permite recoger el I_2 en los tubos colectores, dejando al Br_2 en el destilador. Posteriormente, se realiza una extracción de I_2 por solventes y, por último, una segunda destilación para transferir el I_2 a una matriz apropiada para su irradiación.

a. Primera destilación

El producto de la mineralización se trasvasa al equipo destilador utilizando agua desionizada.

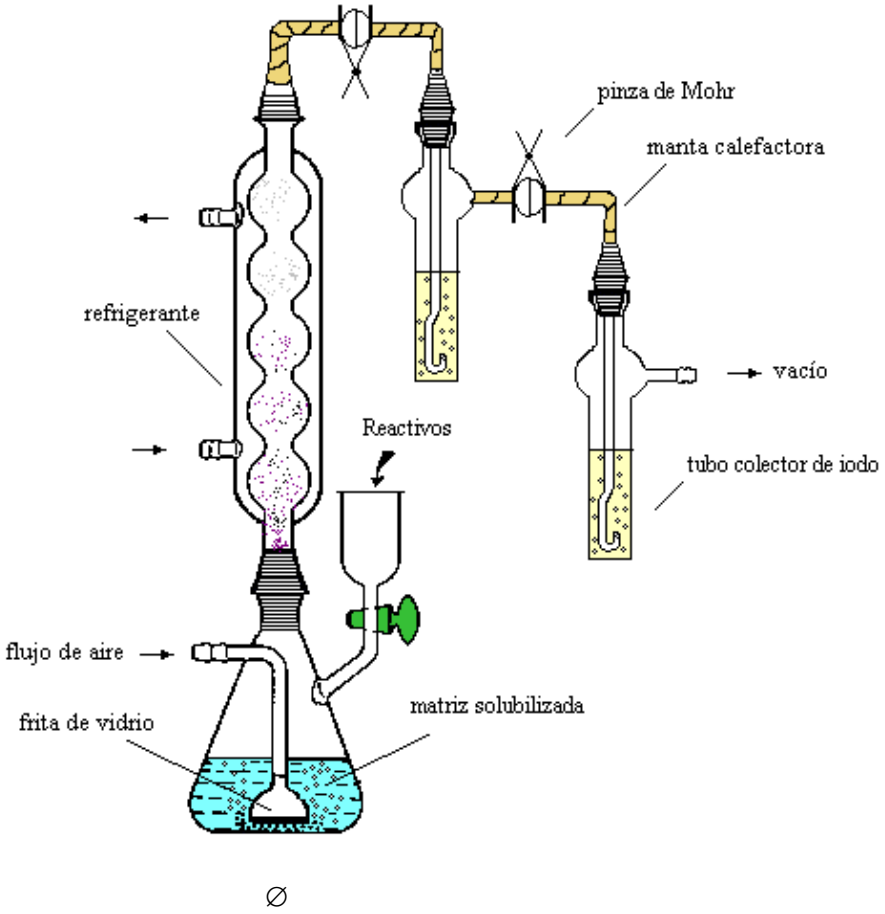


Figura 5. Equipo utilizado en la 1ra destilación pre-irradiación

Se neutraliza lentamente la solución alcalina agregando HNO_3 concentrado y se adiciona un exceso de 10-15 ml para garantizar una fuerte acidez. Se agregan 2 mg de KI, que actúa como portador. La destilación se realiza durante un período de 2 horas, agregando 2-3 ml de solución de KNO_2 0,5 M cada 30 minutos aproximadamente.

Las condiciones de trabajo del equipo son las siguientes:

- temperatura de refrigeración: entre 15ºC y 25ºC
- temperatura de la cinta calefactora: aproximadamente 120ºC
- temperatura de la plancha calefactora: 300ºC
- flujo de aire: entre 6 y 10 dm^3/hora
- velocidad de agitación: 300 rpm

La reacción química que se produce en esta etapa es la siguiente:

$$2\ KNO_2(aq) + 2\ KI(aq) + 4\ HNO_3(aq) \longrightarrow 2\ NO(g) + I_2 + 2\ H_2O(aq) + 4\ KNO_3(aq)$$

Las oxosales del I_2 que se forman en este medio oxidante, deben ser reducidas a I^- 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*: 80 cm^3 de KOH 0,75M y 0,5 g de K_2SO_3.
- *tubo 2*: 60 cm^3 de KOH 0,75M y 0,5 g de K_2SO_3.

La retención en el tubo 1 alcanza valores superiores al 95 % y sólo pequeñas cantidades se detectan en el tubo 2.

b. Primera extracción

La solución de cada uno de los tubos colectores se introduce en una ampolla de decantación conteniendo CCl_4. Se acidifica con HNO_3 concentrado y se agregan 2-3 ml de solución de KNO_2 0,5 M para eliminar el K_2SO_3 y oxidar el I^- a I_2. El I_2 se extrae a la fase orgánica con fuerte agitación, separándolo del Br_2 que aún pudiera estar presente en la fase acuosa. El procedimiento de extracción se repite de 1 a 3 veces con cantidades decrecientes de solvente orgánico. El I_2 se reextrae de la fase orgánica a la fase acuosa con 0,2 g de K_2SO_3. Se verifica el rendimiento de la extracción del I_2 midiendo ^{131}I en la fase acuosa.

c. Segunda destilación

La fase acuosa anterior se introduce en un equipo destilador diseñado especialmente, el cual contiene 1 g de molibdato (VI) de amonio, que actúa como catalizador. El aparato utilizado se muestra en la Figura 6. Las condiciones de trabajo del equipo son las mismas que la anterior.

En la celda de adsorción de iodo, se colocan 0,5 g carbón activado tubular de alta eficiencia de retención, con las siguientes características:

- densidad: 400 kg/m^3
- superficie interna: 900-1000 m^2 / gramo
- diámetro del carbón: 1,3-1,5 mm
- impregnación con KI: 1,6 %

El I_2 se adsorbe sobre el carbón formando monocapas a través de uniones de van der Waals (uniones de tipo electrostático de baja energía).

A la fase acuosa se le agregan 30 ml de H_2SO_4 concentrado para obtener una fuerte acidez. La destilación se realiza durante un período de 2 horas, con agregados continuos de pequeñas cantidades de H_2O_2 100 volúmenes.

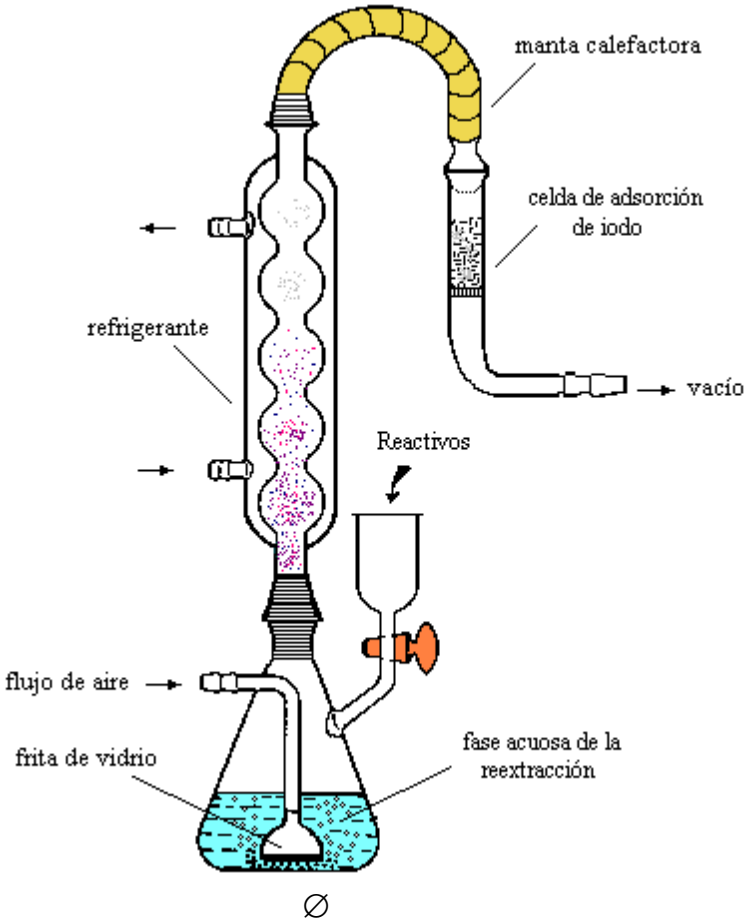


Figura 6. Equipo utilizado en 2da destilación pre-irradiación

Las reacciones químicas que se producen en esta etapa son:

$$H_2O_2 + 2\ KI + H_2SO_4 \longrightarrow 2\ H_2O + I_2 + K_2SO_4$$
$$2\ KI + H_2SO_4 \longrightarrow H_2O + I_2 + K_2SO_3$$
$$2\ H_2O_2 \longrightarrow 2\ H_2O + O_2$$

La primera reacción es catalizada por el molibdato de amonio. La última reacción (descomposición del H_2O_2), genera O_2 que ayuda al arrastre del I_2 obtenido. En caso de ser necesario puede utilizarse clorhidrato de hidroxilamina para asegurar la reducción de las oxosales presentes a I_2. El rendimiento de esta etapa se verifica midiendo el ^{131}I adsorbido en el carbón activado. Los otros halógenos presentes son adsorbidos también en este carbón.

3. IRRADIACIÓN NEUTRÓNICA

El carbón activado con el I_2 adsorbido, se coloca en un tubo portamuestra de polietileno con bajo contenido de sodio. Se coloca en una cápsula de aluminio, se sella y se irradia en un reactor. Las condiciones de irradiación requieren una tasa de flujo de neutrones térmicos de 2.10^{13} $cm^{-2}.\ s^{-1}$, durante un período que varía de 2 a 6 horas. La reacción de captura neutrónica de interés es la siguiente:

$$^{129}I\ (n,\gamma)\ ^{130}I \longrightarrow\ ^{130}Xe\ (estable)$$

Las reacciones que generan interferentes en las etapas posteriores del proceso, son:

$$^{127}I\ (n,2n)\ ^{126}I \longrightarrow\ ^{126}Xe\ (estable)$$

$$^{81}Br\ (n,\gamma)\ ^{82}Br \longrightarrow\ ^{82}Kr\ (estable)$$

Por desintegración β el ^{126}I ($t_{1/2}$ = 13,02 días) y el ^{82}Br ($t_{1/2}$ = 1,47días) decaen respectivamente en ^{126}Xe y ^{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 sobre el pico de 668,5 keV correspondiente al ^{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 (muestra, carbón activado, reactivos, agua, etc.) da origen al ^{82}Br que eleva el fondo de radiación.

Las siguientes reacciones de generación:

$$^{127}I\ (3n,\gamma)\ ^{130}I \longrightarrow\ ^{130}Xe\ (estable)$$

$$^{127}I\ (n,\gamma)\ ^{128}I \longrightarrow\ ^{128}Xe\ (estable)$$

no interfieren en los procesos posteriores debido a que la ocurrencia de la primera de ellas es despreciable para el flujo neutrónico utilizado y el ^{128}I ($t_{1/2}$ = 25 minutos) desaparece durante el período de decaimiento en el reactor.

Cada muestra es irradiada conjuntamente con un patrón que contiene una cantidad conocida de ^{129}I, para evaluar correctamente el flujo neutrónico.

4. PURIFICACIÓN POST-IRRADIACIÓN DEL ^{130}I

El objetivo de esta etapa es liberar el ^{130}I del carbón por ebullición y separarlo de los interferentes. Para ello se realiza una tercera destilación y una segunda extracción.

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. Los niveles de exposición que presenta el carbón después de haber sido irradiado, se deben fundamentalmente a la generación de ^{24}Na ($t_{1/2}$ = 15 horas, Eγ = 2 MeV) y en menor medida de ^{42}K ($t_{1/2}$ = 12,3 horas, Eγ = 1,5 MeV).

a. Tercera destilación

El carbón irradiado se introduce en el equipo destilador que se muestra en la Figura 4, al cual se le agrega previamente 1 g de molibdato (VI) de amonio y suficiente cantidad de agua desionizada. Las condiciones de trabajo son similares a las de las otras destilaciones. Luego, se agrega lentamente 15 ml de H_2SO_4 concentrado hasta 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. El I_2 se recoge en los tubos colectores.

b. Segunda extracción

La solución de cada uno de los tubos colectores se introduce en una ampolla de decantación conteniendo CCl_4. Se acidifica con HNO_3 concentrado y se agregan 2-3 ml de solución de KNO_2 0,5 M. 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 I_2 se reextrae de la fase orgánica a la fase acuosa con 0,2 g de K_2SO_3. El proceso de extracción/reextracción se repite al menos una vez más utilizando una fase acuosa final de 20 cm^3. Se verifica la tasa de extracción de I_2 midiendo el ^{131}I en la fase acuosa.

5. 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 de 60% de eficiencia relativa.

En la Tabla 2 se muestran las energías y eficiencias de emisión del ^{131}I utilizado como trazador y de los diferentes nucleidos generados por activación que pueden aparecer en el espectro gamma. Los valores fueron obtenidos del "Nuclide Navigator", Interactive Gamma Ray Reference and Library Program for Microsoft Windows, Version 1.01 / 1995 de EG&G / USA y de ISSN 0341-6747 del Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB – RA- 16/4), Braunschweig / 1993.

Tabla 2. Energías gamma y eficiencias de emisión del trazador y de los principales productos de activación que se generan durante la irradiación de la muestra en el reactor

Iodo-130 $t_{1/2}$ = 0,5150 días		**Iodo-126** $t_{1/2}$ = 13,02 días		**Bromo-82** $t_{1/2}$ = 1,4725 días		**Iodo-131** $t_{1/2}$ = 8,02 días	
Energía (keV)	Eficiencia de emisión (%)	Energía (keV)	Eficiencia de emisión (%)	Energía (keV)	Eficiencia de emisión (%)	Energía (keV)	Eficiencia de emisión (%)
418,01	34,200	388,64	34,100	92,19	0,750	29,46	1,351
457,72	0,237	491,24	2,850	137,40	0,150	29,78	2,591
510,35	0,850	511,00	6,700	221,48	2,270	33,60	0,726
536,09	99,000	666,37	33,100	273,48	0,840	34,40	0,156
539,10	1,400	753,86	4,160	554,35	70,900	80,18	2,621
553,90	0,662	879,86	0,755	606,37	1,210	177,21	0,265
586,05	1,690	1420,22	0,295	619,11	43,100	232,17	0,001
603,53	0,620	2045,14	0,005	698,37	28,700	272,49	0,056
668,54	96,000			776,52	83,600	284,29	6,058
685,99	1,070			827,83	24,000	302,41	0,005
739,48	82,300			952,02	0,368	318,08	0,080
800,23	0,101			1007,59	1,310	324,64	0,022
808,29	0,236			1044,00	27,400	325,78	0,251
877,35	0,191			1081,29	0,620	358,38	0,009
967,02	0,880			1317,48	26,900	364,48	81,240
1096,48	0,552			1426,00	0,110	404,80	0,056
1122,15	0,253			1474,00	16,600	502,99	0,361
1157,47	11,300			1650,34	0,794	636,97	7,268
1222,56	0,179			1779,66	0,117	642,70	0,220
1272,12	0,748					722,89	1,804
1403,90	0,345						

En la Figura 7 se muestra el espectro correspondiente a un blanco de reactivos adsorbido sobre carbón activado, medido luego de un período de enfriamiento de 48 horas. Los principales picos interferentes observados son del ^{126}I (388 y 491 keV). El tiempo de medición fue de 6 horas. El límite de detección, calculado utilizando el método RISO, alcanzó valores de 130 μBq.

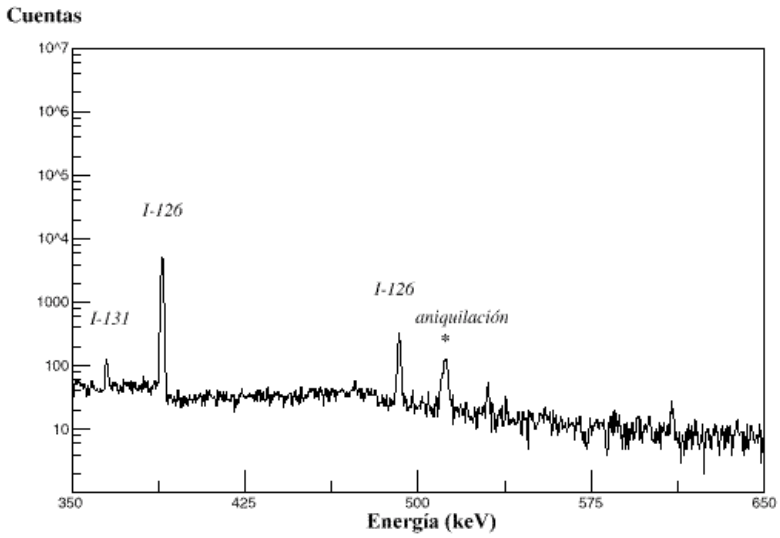


Figura 7. Espectro gamma obtenido por la medición de un blanco de reactivos sobre soporte de carbón activado

En la Figura 8 se muestra el espectro correspondiente a un patrón con 7,4 mBq de ^{129}I sin portador ni reductor, medido sin purificar luego de un período de enfriamiento de 46 horas. En el espectro se observan los picos de ^{130}I, del ^{82}Br y otros productos de activación provenientes de las trazas presentes en los reactivos. El tiempo de medición fue de 2 horas. El cálculo de la actividad del ^{130}I se realiza utilizando la energía de emisión de 536 keV, que no presenta interferencias.

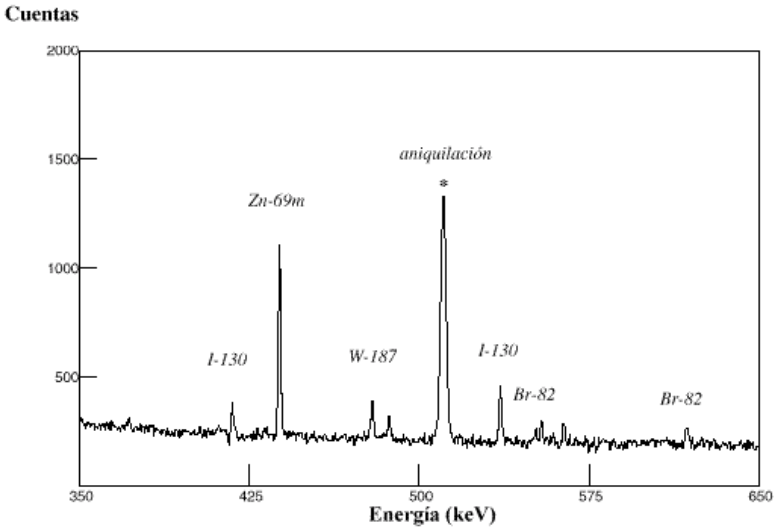


Figura 8. Espectro gamma obtenido por la medición de un patrón de iodo 129 después de la irradiación neutrónica

El tiempo de medición para las muestras ambientales puede variar entre 2 y 6 horas, dependiendo de la actividad y el fondo de radiación presentes. En la Figura 9 se muestra el espectro correspondiente a una muestra de agujas de cedro tomadas en los alrededores de la Central Nuclear de Atucha I, donde se identifica claramente el pico del ^{130}I de 536 keV. Con un tiempo de medición de 6 horas se observa que la actividad del ^{130}I y la interferencia del ^{82}Br son del mismo orden que el pico natural de 609 keV del ^{214}Bi.

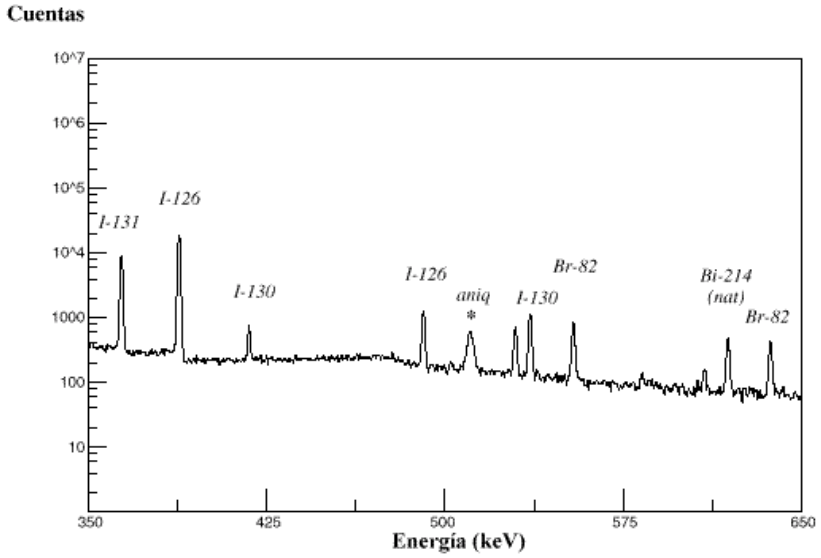


Figura 9. Espectro gamma obtenido por la medición de una muestra de agujas de cedro proveniente de los alrededores de CNA I

CÁLCULOS

1. Rendimiento total (R%)

Para calcular el rendimiento total del proceso se utiliza el pico de ^{131}I (Eγ = 364,5 keV) presente.

$$R\% = \frac{A_{I-131}final}{A_{I-131}inicial \cdot e^{-\lambda_{131}\cdot(tf-ti)}} \cdot 100$$

donde:
$A_{I\text{-}131}$ *final* = actividad medida de ^{131}I (Bq).
$A_{I\text{-}131}$ *inicial* = actividad agregada de ^{131}I (Bq).
λ_{131} = constante de semidesintegración del ^{131}I = ln2 / 8,02 días.
tf –ti = tiempo transcurrido entre el momento en que se realizó la medición de la $A_{I\text{-}131}$ *inicial* agregada y el comienzo de la medición (días).

2. Actividad de ^{129}I

$$A_{I-129} = \frac{A_{I-130}\cdot\lambda_{129}\cdot 1000 / \sigma\cdot\phi\cdot\left(1-e^{-\lambda_{130}\cdot t_{irr}}\right)}{P\cdot e^{-\lambda_{130}\cdot t_d}} \cdot \frac{100}{R\%}$$

donde:
$A_{I\text{-}129}$ = actividad calculada de ^{129}I (mBq/kg).
$A_{I\text{-}130}$ = actividad medida de ^{130}I (Bq).
λ_{129} = constante de semidesintegración del ^{129}I = ln2 / 1,57.10 ^{7} años.
λ_{130} = constante de semidesintegración del ^{130}I = ln2 / 12,36 horas.
σ = sección eficaz del ^{129}I (2,9249.10^{-23} cm ^{2})
ϕ = flujo de neutrones térmicos (≅ 2.10 ^{13} cm^{-2}. s^{-1})

t_{irr} = tiempo de irradiación (horas).
t_d = tiempo de decaimiento (horas).
P = peso de la muestra (kg).
$R\%$ = rendimiento químico total del método.

3. Flujo neutrónico

$$\phi = \frac{A_{I-130} \cdot \lambda_{129} / \sigma \cdot Ap_{I-129} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{130} \cdot t_{irr}}\right)}{e^{-\lambda_{130} \cdot t_d}}$$

donde:

ϕ = flujo de neutrones térmicos ($cm^{-2}. s^{-1}$)
$Ap_{I\text{-}129}$ = actividad agregada de solución patrón de ^{129}I (Bq).

4. Método RISO

$$LD = 4{,}65 \cdot \frac{\sqrt{B}}{LT} \cdot \frac{1}{\varepsilon_E \cdot \gamma_d}$$

donde:

LD = límite de detección (Bq)

B = fondo (cuentas. s^{-1})

LT = tiempo vivo de medición (s)

ε_E = eficiencia del detector a la energía E

γ_d = gammas/desintegración para la energía E del nucleido.

Este método de cálculo presenta 99% de confianza (3σ).

CONCLUSIONES

La metodología de trabajo propuesta ha sido evaluada realizando mediciones de actividad en blancos, blancos con solución patrón de ^{129}I y muestras recolectadas en áreas convenientemente seleccionadas por su proximidad a instalaciones relevantes.

La optimización lograda por la combinación de técnicas separativas y de fraccionamiento minimiza la presencia de los interferentes que se encuentran en las matrices utilizadas, manteniendo altos rendimientos y bajos límites de detección.

Uno de los objetivos fundamentales de la técnica es separar selectivamente el Br_2 del I_2 antes de la irradiación. En experiencias previas realizadas sin extracción pre y post-irradiación, se obtuvieron valores finales de ^{82}Br de aproximadamente 20 MBq/kg de muestra, con la consecuente saturación del detector semiconductor y la potencial exposición del personal. Luego de realizarse una extracción post-irradiación, los valores de ^{82}Br disminuyeron a 20 kBq/kg de muestra. En la Figura 9 puede observarse la baja actividad del ^{82}Br presente (713 Bq/kg de muestra), lograda luego de la optimización de las etapas de separación descriptas en este trabajo.

Es importante destacar que debido a las impurezas presentes en el carbón utilizado para la irradiación de la muestra, se generan ^{24}Na y ^{42}K, radionucleidos de alta energía. Por ese motivo se realiza una destilación post-irradiación antes que la extracción con el fin de separar el ^{130}I generado y disminuir los niveles de exposición evitando la manipulación de la muestra.

Los rendimientos globales oscilan entre el 70-85%, con rendimientos para las etapas de destilación de hasta el 95%. El límite de detección alcanzado es de 2 mBq/kg de muestra, dependiendo del tipo de vegetal, contenido de iodo estable, tiempo de irradiación y flujo neutrónico. Este límite se puede disminuir aún más por reducción de los niveles de actividad de las interferencias, principalmente del ^{126}I que eleva el fondo de radiación. Esto podría conseguirse utilizando como soporte un carbón de alta eficiencia de retención que no contenga ^{127}I.

La metodología de trabajo desarrollada es aplicable a la vigilancia ambiental con fines de salvaguardias, en la detección de actividades no declaradas de reprocesamiento de combustibles nucleares.

BIBLIOGRAFÍA

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. Handl, J.; Kühn, W. (1980). Activation analytical determination of ^{129}I in bovine thyroid gland. *J. Radioanal. Chem*., Vol. 56, p. 213.
4. Annals of the ICRP (1983). ICRP Publication 38. Radionuclide Transformations. Energy and Intensity of Emissions. Vol. 11-13.
5. 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.
6. 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.
7. Handl, J. et al. (1993). Biospheric ^{129}I concentrations in the pre-nuclear and nuclear age*. Health Physics*. Vol. 65, N° 3.
8. Rosenberg, R.J. (1993). Non-conventional measurement techniques for the determination of some long-lived radionucleides produced in nuclear fuel. *J. Radioanal. and Nuclear Chem*., Articles, Vol. 171, N° 2.
9. Perkins, R.W.; Wogman, N.A. (1993.) Current and Potential Technologies for the Detection of Radionuclide Signature of Proliferation, PNL-SA-22130.
10. 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.
11. Quintana, E.E.; Thyssen, S.M.; Lewis, E.C. (1998). Análisis por activación neutrónica de iodo-129 en muestras ambientales. 4to Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear (IRPA). La Habana, Cuba, Memorias / Tomo 4, Tema 14, p. 69.

Medición de la fracción no unida a aerosoles de la progenie de ^{222}Rn mediante un método de deposición electrostática

Canoba, A.C. y López, F.O.

Publicado como PI 3/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MEDICIÓN DE LA FRACCIÓN NO UNIDA A AEROSOLES DE LA PROGENIE DE ^{222}Rn MEDIANTE UN MÉTODO DE DEPOSICIÓN ELECTROSTÁTICA

Canoba, A.C. y López, F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Ha sido implementado y calibrado un método de medición de la progenie del gas radón no unida a aerosoles basado en la deposición electrostática sobre mallas metálicas, utilizando solamente una bomba muestreadora.

La importancia de contar con esta metodología radica en el especial significado radiológico que posee la fracción no unida a aerosoles de la progenie del gas radón. De esta manera, se obtiene una mejora importante en la determinación del riesgo radiológico asociado al poder llevarse a cabo mediciones de la misma.

Lo destacable de este método de medición es su simplicidad, tanto en el equipamiento utilizado para recolectar las muestras, como también en el instrumento usado para las mediciones. A su vez, los protocolos de contaje utilizados son sencillos y rápidos.

ABSTRACT

A method for the measurement of unattached radon progeny based on its electrostatic deposition onto wire screens, using only one pump, has been implemented and calibrated.

The importance of being able of making use of this method is related with the special radiological significance that has the unattached fraction of the short-lived radon progeny. Because of this, the assesment of exposure could be directly related to dose with far greater accuracy than before.

The advantages of this method are its simplicity, even with the tools needed for the sample collection, as well as the measurement instruments used. Also, the suitability of this method is enhanced by the fact that it can effectively be used with a simple measuring procedure such as the Kusnetz method.

INTRODUCCIÓN

El gas radón es la fuente más importante de radiación natural. Su potencial radiológico no se debe al gas en sí, sino a su progenie de período corto. Si esta progenie es inhalada, una parte de la misma se deposita e irradia el tracto respiratorio.

La medición de la actividad total de la progenie del radón en aire ha sido el procedimiento utilizado para controlar los niveles de exposición debido a la inhalación de estos nucleidos. Sin embargo, dos importantes parámetros físicos en la dosimetría pulmonar utilizados son el diámetro medio de actividad de la fracción unida a aerosoles y la fracción no unida a aerosoles de ^{218}Po [1,2,3,4]. Existe una fracción considerable que permanece no unida a aerosoles, que es transportada por partículas de aerosoles ultrafinas y se deposita fácilmente en el tracto respiratorio debido a su alta difusión, la cual es inversamente proporcional al diámetro de las partículas. Por esta razón, la medición de la fracción no unida de la progenie de período corto del radón es muy importante en la estimación de la dosis al tracto respiratorio.

Distintos procedimientos han sido utilizados para la medición de la fracción no unida a aerosoles: métodos de difusión, de impactación y deposición electrostática [5,6]. Sin embargo, pocos son acordes o lo suficientemente confiables para mediciones de campo. Debido a las condicio-

nes físicas posiblemente dificultosas y al tiempo limitado del que se dispone en los lugares a muestrear es importante contar con una metodología sencilla, que se base en procedimientos relativamente cortos.

Dentro de esta categoría se encuentra un método basado en la deposición electrostática que utiliza una malla metálica (denominado "wire screens") como superficie de deposición. Las principales ventajas de este método son: su bajo costo, su simplicidad, y que además la determinación se realiza mediante procedimientos de medición simples como el método de Kusnetz [7] o el método de Rolle [8].

En este trabajo se describen los pasos realizados en la implementación de un método basado en la deposición electrostática (wire screens) como herramienta para realizar el monitoraje de la progenie no unida a aerosoles en los distintos ambientes de interés.

MATERIALES Y MÉTODOS

En el presente trabajo, la fracción no unida a aerosoles, *f*, se definió exclusivamente en términos de la concentración de energía alfa potencial (C_α), como la relación entre la (C_α) de la progenie no unida y la (C_α) de la progenie total;

$$f = \frac{(C_\alpha)\,no\,unida}{(C_\alpha)\,total} \qquad (1)$$

Para la determinación de la fracción no unida a aerosoles se empleó un método basado en la deposición electrostática. Existen cuatro variantes de este tipo de método: tres de ellos utilizan dos bombas muestreadoras para la determinación de la concentración de la progenie de ^{222}Rn no unida a aerosoles, el restante utiliza una bomba sola [9]. En este trabajo se eligió este último método con el propósito de evitar el uso simultáneo de dos bombas muestreadoras debido a las incertezas que aparecen por la fluctuación de los caudales, y, al mismo tiempo, tratar de utilizar la menor cantidad de equipamiento posible.

El método de medición de la fracción no unida a aerosoles seleccionado, consiste en el muestreo del aire de interés durante un período específico (10 minutos) a través de un portafiltro de cara abierta que contiene una malla metálica y un filtro de membrana (usado como backup) (Figura 1). Durante el muestreo, una importante porción de la fracción no unida es recolectada en la malla, mientras que, el filtro de backup recolecta el resto de la progenie. Una vez finalizado el muestreo, tanto la malla como el filtro son medidos en un contador alfa con un disco de SZn(Ag).

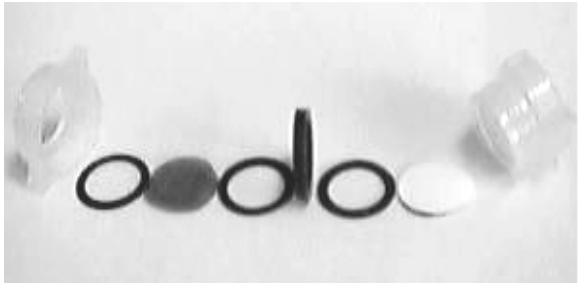


Figura 1: Dispositivo compuesto por el portafiltros de cara abierta conteniendo la malla metálica, los O-rings y el filtro de back up.

Desarrollo experimental

Las mediciones fueron realizadas en dos cámaras de calibración de radón que contienen mineral de uranio como fuente de dicho gas. En una de las cámaras la concentración de radón máxima alcanzada fue de 2000 Bq/m^3, mientras que en la otra, la concentración máxima fue de 16 000 Bq/m^3. Las concentraciones de progenie del gas radón se establecieron en cada cámara, y distintas condiciones de equilibrio fueron obtenidas ya sea a partir del movimiento de la masa de aire o por la variación de la concentración de partículas.

Como método de medición de la progenie de ^{222}Rn se utilizó la recolección de la misma en filtros de membrana tipo Millipore de 0,8 μm de tamaño de poro colocados en portafiltros de 25 mm de diámetro. El flujo de aire se estableció entre 2-3 l.min^{-1} con bombas muestreadoras tipo Sensidyne, (Figura 2). Este filtro se utilizó como filtro de referencia. Como métodos de medición se utilizaron tanto el método de Rolle como el de Kusnetz. La expresión general para el cálculo de la concentración de energía alfa potencial (WL) es la siguiente:

$$WL\,(filtro) = \frac{(G - B)}{E\,K\,Q\;t_s\,t_k} \qquad (2) \quad ,$$

donde G son las cuentas totales, B las cuentas del fondo, E es la eficiencia de contaje, K es un factor de ajuste, Q es el caudal de aire, t_s es el período de muestreo y t_k es el tiempo de contaje de la muestra.

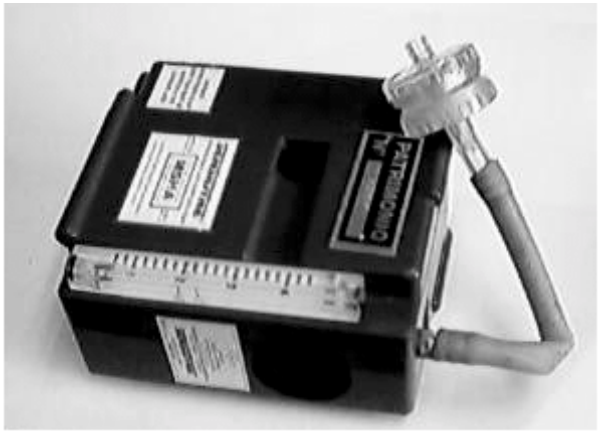


Figura 2: Bomba muestreadora tipo Sensidyne utilizando un filtro de referencia

En el caso de la fracción no unida de la progenie de radón, esta fue medida por el método de deposición electrostática [9]. Para ello fue utilizado un portafiltros similar al anterior en el cual una malla metálica de 100 mesh/pulgada fue colocada sobre un filtro como el anteriormente descripto. La malla fue separada del filtro mediante un anillo metálico de 4 mm, separación suficiente para evitar que átomos de ^{214}Pb depositados en el filtro alcancen la malla metálica debido a la energía de retroceso [5]. Las actividades en el filtro de membrana (filtro de backup) y en la malla metálica fueron contadas en un contador alfa Ludlum 2200 con un disco de SZn(Ag), al igual que el filtro de referencia.

La expresión general para el cálculo de la concentración de energía alfa potencial en el caso de la malla metálica es la siguiente:

$$WL\ (malla\ metálica) = \frac{(G-B)\,C_{f/p}}{E\,K\,Q\ t_s\,t_k} \qquad (3) \quad ,$$

donde $C_{f/p}$ es el factor geométrico de corrección basado en la relación frontal-posterior de la malla metálica. (ver sección *Determinación experimental del factor geométrico de corrección ($C_{f/p}$)*).

Asumiendo que la malla metálica recolecta la fracción no unida con una determinada eficiencia (E_c) (ver sección *Eficiencia de recolección de las mallas metálicas para la progenie de ^{222}Rn no unida*), y que su eficiencia de recolección para la fracción unida es nula, la concentración de energía alfa potencial para la fracción no unida en aire, WL (n.u.), está dada por:

$$WL\ (n.u) = \frac{WL(malla\,metálica)}{E_c} = \frac{(G-B)\ C_{f/p}}{E\,K\,Q\ t_s\,t_k\,E_c} \qquad (4) \quad ,$$

Con este método, sólo una bomba muestreadora es utilizada. Esto puede lograrse teniendo una buena caracterización de la eficiencia de recolección E_c y del factor geométrico de corrección $C_{f/p}$, ambos descriptos a continuación.

La fracción no unida está dada por la siguiente expresión [9]:

$$f = \frac{C_{f/p}\ A_m}{E_c\,(C_{f/p}\,A_m + A_{FB})} \qquad (5) \quad ,$$

donde A_m es la actividad en la malla metálica y A_{FB} es la actividad en el filtro de backup. Cabe aclarar que $C_{f/p}\ A_m$ se expresa en los términos de energía alfa potencial (working level =WL) de la malla metálica y A_{FB} como energía alfa potencial, WL del filtro de backup.

Como puede observarse, también, $C_{f/p}\ A_m / E_c$ y ($C_{f/p}\ A_m + A_{FB}$) corresponden a la concentración de energía alfa potencial no unida a aerosoles y total respectivamente.

Con el fin de corroborar estas mediciones, y al solo efecto de verificar que no existiesen pérdidas de actividad en el dispositivo empleado, simultáneamente se colocaba otra bomba muestreadora con un filtro de membrana (filtro de referencia) y se medía su actividad depositada (A_{FR}) de la misma manera. Si el sistema de muestreo era hermético, careciendo de pérdidas, se verificaba que:

$$A_{FR} = C_{f/p}\ A_m + A_{FB} \qquad (6)$$

Cabe señalar que una vez calibrado el método, este paso ya no es necesario.

Determinación experimental del factor geométrico de corrección ($C_{f/p}$)

Para determinar este factor se realizaron dentro de las cámaras de referencia, dos muestreos similares, y en paralelo. En cada caso, en los portafiltros se colocaron, una malla metálica, un anillo metálico de 4 mm, y un filtro de membrana. En uno de ellos se midió la parte frontal de la malla metálica (F), mientras que en el otro la parte posterior (P). Luego, el factor de corrección fue expresado de la siguiente manera [9]:

$$C_{f/p} = \frac{(1+(F/P)^{-1})}{(1-\alpha_L)} \qquad (7) \quad ,$$

donde α_L es la pérdida de actividad específica debido a la interceptación de las partículas α. Este valor es una constante de proporcionalidad que relaciona el número de partículas interceptadas por los alambres próximos que cruzan al número de partículas totales emitidas por la superficie de los alambres. Este valor fue estimado en 7% [10].

Eficiencia de recolección de las mallas metálicas para la progenie de ^{222}Rn no unida

La eficiencia de recolección de la malla metálica fue calculada mediante la ecuación propuesta por Thomas y Hincliffe [11]:

$$E_c = 1-(0{,}82\, e^{-0{,}233H} + 0{,}18\, e^{-16{,}7H}) \qquad (8) \quad ,$$

donde H = (100 M^2 d D) /V, E_c es la eficiencia de recolección, M son los mesh por cm, d es el diámetro del alambre (cm), D es el coeficiente de difusión para átomos de ^{218}Po (0,06 cm^2/s), V es la velocidad del aire ($cm.s^{-1}$).

El valor de la eficiencia fue chequeado experimentalmente mediante un sencillo procedimiento: en lugar de utilizar un filtro y una malla metálica, el dispositivo fue armado con dos mallas metálicas. Luego se midieron, en forma simultánea, las actividades de ambos. Mediante la siguiente relación se puede llegar al valor experimental de la eficiencia de recolección [12]

$$\frac{N_2}{N_1} = \frac{E\,(1-E)}{E} \qquad o \qquad E = 1-\frac{N_2}{N_1} \qquad (9) \quad ,$$

donde N_2 es la actividad en la malla metálica posterior y N_1 es la actividad de la malla metálica anterior.

RESULTADOS

Determinación experimental del factor geométrico de corrección ($C_{f/p}$)

Las mediciones fueron realizadas en las cámaras de calibración anteriormente mencionadas [13], donde las concentraciones, tanto de ^{222}Rn como de su progenie, fueron producidas bajo condiciones controladas, incluyendo humedad y temperatura ambiente. La concentración de partí-

culas fue variada mediante la introducción o no de humo de cigarrillo dentro de las cámaras, de manera de obtener ambientes representativos de alta concentración de partículas (~1,2 10^6 partículas.cm^{-3}) y baja concentración de las mismas (~200 partículas.cm^{-3}).

Se utilizaron alternativamente 5 mallas metálicas de 100 mesh/pulgada. El tiempo de muestreo fue siempre de 10 minutos y la radiactividad en las mallas fue medida mediante un disco de SZn(Ag) durante 5 minutos en cámaras alfa Ludlum 2200. La eficiencia de la medición fue de 0,485. Este valor fue determinado mediante una serie de mediciones en paralelo de la actividad de ^{214}Po en las cámaras alfa (equipo Ludlum 2200) y en un equipo de centelleo líquido (Tri-Carb 2550 Low-Level Packard). El caudal durante los muestreos fue mantenido entre 2-3 l.min^{-1} En las experiencias, en las que no existía coincidencia entre los caudales, los contajes fueron corregidos.

Se realizaron un total de 16 determinaciones: 10 ante condiciones de baja concentración de aerosoles y 6 ante alta concentración de los mismos. Los resultados obtenidos pueden observarse en la Tabla 1.

De estos datos, con un caudal promedio utilizado de 2,5 l.min^{-1} que implica una velocidad de pasaje de aire a través del dispositivo de 12 cm.s^{-1}, el valor promedio del factor de corrección geométrico es 1,36, con una desviación standard de 0,12.

En el trabajo reportado por Phillips [14], se observa que con una malla de 100 mesh/pulgada y una velocidad de 13,18 cm.s^{-1} obtuvo un valor promedio para el factor de corrección de 1,36. Por otro lado, Holub y Knutson [10] obtuvieron, con mallas del mismo tamaño, un valor promedio de 1,38.

Concentración de partículas	**$C_{f/b}$**
Baja	1,42
Alta	1,42
Alta	1,08
Alta	1,34
Baja	1,37
Baja	1,36
Baja	1,4
Baja	1,41
Baja	1,44
Alta	1,32
Baja	1,39
Alta	1,51
Baja	1,36
Baja	1,4
Alta	1,08
Baja	1,5

Tabla 1. Valores del factor geométrico de corrección ($C_{f/b}$) en función de la concentración de partículas

Determinación experimental de la eficiencia de recolección E_c

En la práctica, para calcular la eficiencia de recolección E_c, se siguió la metodología anteriormente descripta. A tal fin, muestras de aire de las cámaras de referencia fueron tomadas inicialmente mediante portafiltros que contenían dos mallas metálicas de 100 mesh/pulgada (39 mesh/cm). El caudal de muestreo fue ajustado a 2,5 $l.min^{-1}$, que, para los portafiltros utilizados de diámetro efectivo de 21 mm significaba una velocidad lineal de pasaje de aire de 12 $cm.s^{-1}$. El diámetro del alambre de estas mallas metálicas era igual a 0,01 cm y se asumió como coeficiente de difusión D igual a 0,06 $cm^2.s^{-1}$ [11]. El tiempo de muestreo fue de 10 minutos. Posteriormente, se midieron las actividades de ambas mallas simultáneamente en dos cámaras alfa de eficiencia de medición conocida y aplicando la ecuación (9) se calculó experimentalmente la eficiencia de recolección.

Luego, para las mismas condiciones, se calculó la eficiencia teórica empleando la ecuación (8).

Para obtener diferentes valores del factor H, se realizaron, utilizando el mismo procedimiento, una serie de mediciones variando la velocidad de muestreo, y empleando distintas mallas metálicas (100, 120 y 150 mesh/pulgada).

Los resultados obtenidos pueden observarse en la Tabla 2:

Factor H	Eficiencia teórica	Eficiencia experimental	Diferencia porcentual
5,5	0,77	0,82	6,4
8,3	0,85	0,89	4,7
9,4	0,91	0,91	0
11,5	0,94	0,94	0
12,3	0,95	0,95	0
16,5	0,98	0,96	2,1
16,9	0,98	0,95	3,1
31,9	0,99	0,98	1,0
34,8	0,99	0,96	3,0
55,6	0,99	0,97	2,0

Tabla 2: Correlación entre las determinaciones de la eficiencia de recolección (E_c), experimental y teórica, para los distintos valores de factor H analizados.

Como puede observarse, existe una muy buena correlación entre los valores de E_c obtenidos mediante este sencillo experimento y los calculados teóricamente.

En la Figura 2 se grafican los valores de la eficiencia experimental E_c para los distintos valores del factor H analizados.

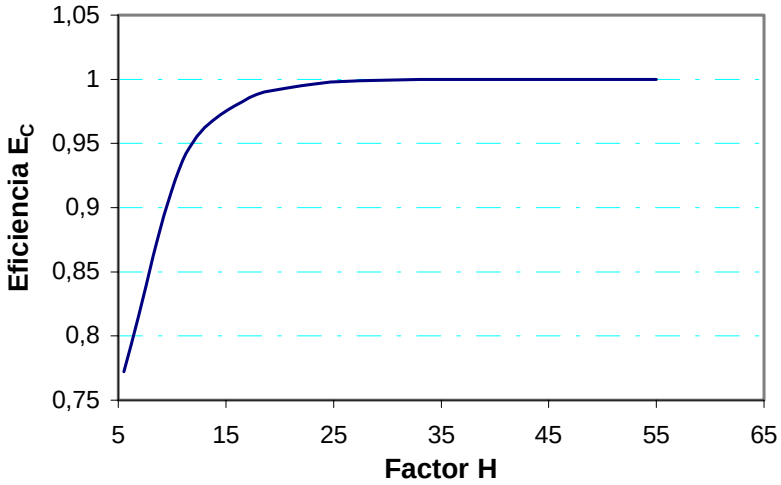


Figura 2: Curva que relaciona la eficiencia de recolección experimental (E_c) en función del factor H

En las experiencias sucesivas realizadas para medir la fracción no unida, *f*, las condiciones de las mallas metálicas y velocidades empleadas en los muestreos se resumen en un factor H promedio igual a 8,2, de donde se deduce a partir de la Figura 2 que nuestra eficiencia de recolección fue aproximadamente igual a 0,9.

Muestreo y calibración

La concentración de ^{222}Rn fue medida en las cámaras de referencia, en forma instantánea, a través de celdas de centelleo [15]. La fracción no unida a aerosoles, *f*, fue medida bajo condiciones variables de ventilación y concentración de aerosoles, de manera de tener distintos factores de equilibrio F. Como método de medición se utilizó el descripto anteriormente. Los muestreos fueron realizados a través de portafiltros con la combinación malla metálica-filtro de backup. Las mediciones de WL fueron calculados mediante los métodos de Rolle o Kusnetz. Mediciones adicionales fueron realizadas con filtros de referencia. Los valores de los WL basados en las mediciones del filtro de referencia fueron comparados con aquellos obtenidos por el conjunto malla metálica-filtro de backup. La fracción no unida a aerosoles *f*, fue calculada según la ecuación (5).

Un resumen de las mediciones de la fracción no unida a aerosoles bajo distintas condiciones ambientales es presentado en la Tabla 3:

^{222}Rn (Bq.m^{-3})	F	WL_{fr}	$WL_{mm}+WL_{bp}$	$\frac{f}{E_c}\frac{WL_{mm}}{(WL_{mm}+WL_{bp})}$	Nº de mediciones
14600	0,06	0,24	0,11+0,12	0,5	4
2267	0,097	0,05	0,023+0,04	0,4	3
12780	0,11	0,375	0,08+0,3	0,23	2
13600	0,23	0,87	0,16+0,63	0,21	5
15424	0,37	1,5	0,18+1,2	0,14	3
2267	0,48	0,31	2,1E-3+0,3	0,026	3
2176	0,5	0,3	2E-3+0,3	0,007	2
1916	0,65	0,34	4E-4+0,33	0,001	2

Tabla 3: Mediciones de la fracción no unida para distintas condiciones de factor de Equilibrio (F).

F: factor de equilibrio; *f*: fracción no unida a aerosoles; E_c: eficiencia de recolección, WL_{fr}, WL_{bp}, WL_{mm} representan los working levels medidos en el filtro de referencia, filtro de backup y malla metálica respectivamente.

Analizando la relación que existe entre los datos medidos de la fracción no unida a aerosoles, *f*, y los correspondientes factores de equilibrio, F, se deduce que a valores de F mayores (mayor concentración de partículas), los valores de *f* son menores y resulta lo inverso cuando disminuye el valor de F. Esto muestra una total dependencia entre *f* y la concentración de partículas. Si se grafican los valores de *f* en función de los valores de F encontramos que los datos se ajustan a una ecuación de la forma $f = a\ F^b$, donde a y b son coeficientes empíricos.

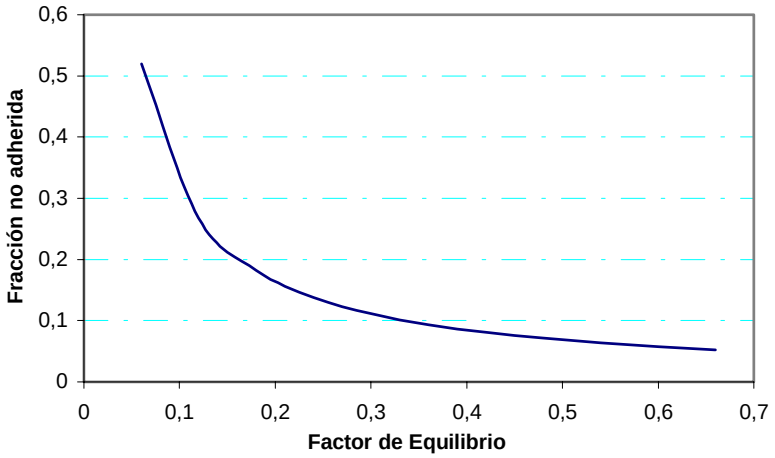


Figura 3: Curva que relaciona la fracción no unida a aerosoles (*f*) en función del factor de equilibrio F

Sobre la base de los datos empíricos obtenidos mediante la regresión, se encuentra que los valores de los coeficientes resultan los siguientes: **a = 0,0353** y **b = -0,956**, con un coeficiente de correlación igual a 0,96, dando como resultado la siguiente relación:

$$f = 0{,}0353\ F^{-0{,}956} \qquad (10)$$

Esta forma de la ecuación encontrada se asemeja a los datos obtenidos por otros autores [16,17,18] .

Por otro lado, analizando la Tabla (3), se puede observar que los valores de los WL_{fr} coinciden de manera satisfactoria con los valores encontrados al sumar WL_{mm} y WL_{bp}, de donde se deduce que el método de medición de la fracción no unida puede hacerse perfectamente con una sola bomba muestreadora ya que no existen pérdidas de actividad en el dispositivo. Se verifica de esta forma la ecuación (6).

CONCLUSIONES

Se ha implementado un método lo suficientemente acorde y confiable para mediciones rutinarias de la fracción no unida a aerosoles basado en la deposición electrostática sobre mallas metálicas. Lo destacable de este método de medición es su simplicidad, tanto en el equipamiento utilizado para recolectar las muestras, como también en el instrumento usado para las mediciones. A su vez, los protocolos de contaje son sencillos y rápidos.

Las mediciones de la fracción no unida a aerosoles se realizaron bajo distintas condiciones ambientales, utilizando, en paralelo, la medición de filtros de referencia. La comparación de los resultados obtenidos evidenció que este método, que emplea sólo una bomba muestreadora, puede aplicarse, al carecer de pérdidas el dispositivo. Este método puede implementarse también debido a que se caracterizaron en forma precisa tanto la eficiencia de recolección de las mallas metálicas como el factor geométrico de corrección.

Debido a que la fracción no unida a aerosoles implica un riesgo radiológico mayor que la misma cantidad de actividad en forma unida a aerosoles, puede obtenerse una mejora importante en la determinación del riesgo radiológico al poder llevarse a cabo mediciones de la progenie no unida de una manera sencilla durante los distintos monitoreos.

REFERENCIAS

1. A.C. James, J.R. Greenhalgh, A. Birchall, Proc. 5th Congress IRPA, Jerusalem, 2, (1980), 1045-1048.
2. W. Jacobi, K. Eisfeld, GSF report S-626, Gesellschaft fur Strahlen-und Umweltforschung, Munich-Neuherberg, (1980).
3. N.H. Harley, B.S. Pasternack, Health Phys.,42 (1982) 789.
4. U.S. Department of Energy, A Critical Review of Measurements of the Unattached Fraction of Radon Decay Poducts, Technical Report Series, (1990), DOE / ER-0451P.
5. M. Raghavayya, J.H. Jones, Health Phys., 26 (1974) 417.
6. A.W. Van der Vooren, A. Busigin, C.R. Phillips, Health Phys., 42 (1982) 801.
7. H.L. Kusnetz, Am. Industr. Hyg. Assoc., Q. 17 (1956) 85.
8. R. Rolle, Health Phys., 22 (1972) 233.
9. R. Janica, Atomic Energy Control Board, Ottawa, Canada, Wire Screens as a Tool for Survey Measurements of the Unattached Radon Progeny in Mines, Report, (1996), INFO-0655.
10. R.F. Holub, E.O. Knutson, Radon and Its Decay Products, Hopke,ed., (1987), ACS, Washington, DC.
11. J.W. Thomas, L.E. Hinchcliffe, J. Aerosol Sci., 3 (1972) 387.
12. E. Stranden, L. Berteig, Health Phys., 42 (1982) 479.
13. A.C. Canoba, F.O. López, J. Radioanal. Nucl. Chem., 240 (1999) 237.
14. C.R. Phillips, Determination of the Collection and Counting Efficiency Properties of Wire Screens for unattached Radon Progeny, (1989), Draft Report to the AECB.
15. H.L. Lucas, Rev. Sci. Instrum., 28 (1957) 680.
16. Reineking, K.H. Becker, J. Porstendorfer, Sci. Total Environ., 45 (1985) 261.
17. Reineking, J. Porstendorfer, Health Phys., 58 (1990) 715.
18. E. Stranden, T. Strand, Rad. Prot. Dosim., 16 (1986) 313.

Auditoría a empresas autorizadas para utilizar fuentes radiactivas aplicadas a la industria petrolera

Jordán, O.D.

Publicado como PI 4/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

AUDITORÍA A EMPRESAS AUTORIZADAS PARA UTILIZAR FUENTES RADIACTIVAS APLICADAS A LA INDUSTRIA PETROLERA

Jordán, O.D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Con el objetivo de constatar la aplicación de metodologías y procedimientos para garantizar el uso seguro de las fuentes radiactivas, por parte de los usuarios de la industria petrolera, se implementó una auditoría que abarcó a todo el conjunto de bases que poseen estas empresas, las que fueron auditadas en forma simultánea.

Para tal fin, se formaron cuatro grupos de dos auditores cada uno que se distribuyen en las diferentes zonas del país en donde estas empresas operan, obteniéndose así el estado de situación general.

Las empresas y sus bases fueron valoradas utilizando un sistema de calificación que permitió rápidamente determinar la problemática del sector y, puntualmente, buscar las soluciones a los problemas encontrados.

El resultado final de la auditoría indica que las calificaciones de *Aceptable*, *Bueno* y *Muy Bueno*, comprenden al 95% de las bases calificadas, siendo no relevantes y de solución inmediata los problemas encontrados.

ABSTRACT

An audit was carried out by the Argentine Nuclear Regulatory Authority to verify regulations and safe working procedures compliance by registrants authorized for use of radiation sources in well logging.

A task force based on four inspection teams was organized. The audit was carried out at registrant's premises (equipment storage facilities) simultaneously.

The evaluation was based on a system allowing a fast qualification of both, potential problems identified and their solutions.

The results show that 95 % of the inspected locations were classified under the "acceptable", good" and "very good" headings.

1. INTRODUCCIÓN

Se auditaron las empresas que realizan actividad significativa en la región petrolera de todo el país cubriendo las provincias de Neuquén, Río Negro, Chubut, Santa Cruz, y Tierra del Fuego (Región Sur); Mendoza (Región Centro) y Salta (Región Norte), (ver Figura 1 y Tabla 1). El conjunto de estas empresas suman cuarenta y tres bases, verificándose en éstas un total de 468 fuentes radiactivas de ^{241}Am(Be), ^{241}Am, ^{137}Cs, ^{226}Ra, ^{153}Gd, ^{131}I, y ^{3}H, con un rango de actividades de 370 kBq a 740 GBq; (ver Tabla 2).

El objetivo principal de esta auditoría fue el de constatar la aplicación, por parte de los usuarios, de metodologías y procedimientos utilizados para garantizar el uso seguro de las fuentes radiactivas, su cumplimiento y el grado de consistencia con el marco regulatorio vigente. Se tuvo como objetivo adicional el de realizar una actualización del registro de fuentes. Se auditaron 12 empresas las que en conjunto suman un total de 43 bases de operación (ver Aparte 1).

Figura 1: Distribución de fuentes por provincias

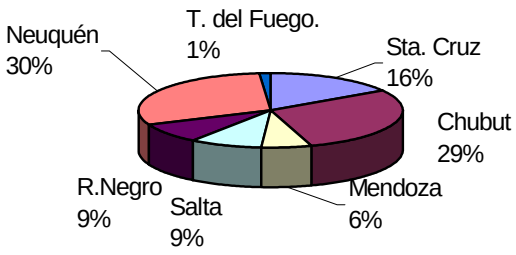


Tabla 1: Tipo y número de fuentes radiactivas distribuidas por Provincias.

CANTIDAD DE FUENTES DISTRIBUIDAS POR PROVINCIAS										
Provincia	**Am(Be) >370 GBq**	**Am(Be) 74-185 GBq**	**Am(Be) <18,5 GBq**	**Cs-137 55,5-111 GBq**	**Cs 137 <55,5 GBq**	**Cementación Cs-137 <7,4 GBq**	**Ra-226**	**Th-232**	**Otras**	**Total**
Santa Cruz	12	3	14	8	9	15	-	2	-	75
Chubut	10	15	11	19	28	9	9	2	30	133
Mendoza	1	3	7	1	2	9	3	2	-	28
Salta	3	-	9	3	4	18	4	-	-	41
Río Negro	2	3	5	4	12	9	3	2	-	40
Neuquén	14	4	17	21	19	48	12	3	1	139
Tierra del Fuego	1	1	1	1	1	1	-	-	-	6
Total	**43**	**29**	**64**	**57**	**66**	**123**	**32**	**11**	**43**	**468**

Para ese fin se organizaron 4 grupos de trabajo compuestos por 2 Inspectores Auditores cada uno, que se distribuyeron en las distintas regiones para lograr el control simultáneo de cada empresa, considerando sus distintas bases y cubriendo el total de las empresas en un período de 2 semanas, desde el 15 hasta el 27 de marzo de 1999 (ver Aparte 2).

Tabla 2: Tipo y número de fuentes radiactivas utilizadas por las empresas

CANTIDAD Y TIPO DE FUENTES POR EMPRESA										
Empresa	**Am(Be) > 370 GBq**	**Am(Be) 74 a 185 GBq**	**Am(Be) < 18,5 GBq**	**Cs-137 55,5 a 111 GBq**	**Cs-137 < 55,5 GBq**	**Cementación Cs-137 < 7,4 GBq**	**Ra-226**	**Th-232**	**Otras**	**Total**
1	25	-	18	22	22	8	3	-	12	110
2	7	2	15	6	10	66	15	5	11	137
3	-	-	-	-	-	23	-	-	-	23
4	-	-	-	-	-	26	-	-	-	26
5	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1
6	1	5	-	-	-	-	-	-	-	6
7	8	11	26	15	29	-	14	4	20	127
8	2	1	5	2	5	-	-	2	-	17
9	-	-	-	6	-	-	-	-	-	6
10	-	-	-	6	-	-	-	-	-	6
11	-	9	-	-	-	-	-	-	-	9
Totales	**43**	**29**	**64**	**57**	**66**	**123**	**32**	**11**	**43**	**468**

Se planificó la tarea de manera de incluir en las verificaciones el estado de los blindajes y de las chapas de identificación, la señalización, los ensayos de pérdida, los detalles de la actividad, composición radioisotópica y números de serie de la fuente.

Se puso énfasis en el control administrativo del movimiento de las fuentes, la capacitación del personal, la señalización y la seguridad del depósito de las fuentes, la señalización de los vehículos de transporte de material radiactivo y en el compromiso con la seguridad radiológica por parte de cada base. En las empresas que utilizan dosimetría personal se verificó la condición de los registros y la comunicación al personal.

Se auditó a las distintas empresas habilitadas teniendo en cuenta las características del Sistema de Seguridad Radiológica (SSR) implementado por cada una de ellas, relativas a:

a) La probabilidad de pérdida de fuentes, relacionándola con la organización administrativa (OA) y los aspectos técnicos (AT).
b) La probabilidad de ocurrencia de un incidente radiológico, relacionándola con los AT.
c) La capacidad operativa, vinculándola con los AT y el concepto ALARA.

El objetivo de estas pautas fue establecer un conjunto mínimo de características, que debían ser analizadas durante la auditoría, con el fin de valorar el SSR implementado en cada empresa.

Se puso especial énfasis en los aspectos que pesan sobre la probabilidad de ocurrencia de situaciones incidentales y sobre las condiciones de trabajo que hacen que las dosis del personal durante la operación normal sean razonablemente bajas (ALARA). Para tal fin se tuvieron en cuenta, tanto, los aspectos de organización administrativa como los técnicos. De acuerdo a estas características se conformó la siguiente escala para la clasificación del estado del SSR:

Muy Bueno: Cuando hay elementos adicionales que mejoran la seguridad radiológica y absolutamente ninguna observación. Es decir hay una mínima probabilidad de pérdida de fuente, una excelente capacidad operativa y una mínima probabilidad de ocurrencia de incidentes radiológicos durante la operación.

Bueno: Cuando hay elementos adicionales que mejoran la seguridad radiológica pero hay observaciones menores. Es decir hay una baja probabilidad de pérdida de fuente, una buena capacidad operativa, y una baja probabilidad de ocurrencia de incidentes radiológicos durante la operación.

Aceptable: Cuando la empresa cumple con los requerimientos básicos para operar. Es decir una aceptable probabilidad de pérdida de fuente, una aceptable capacidad operativa y una aceptable probabilidad de ocurrencia de incidentes radiológicos durante la operación.

Regular: Cuando la empresa no cumple con algunos de los requerimientos básicos que por sus características no ponen en riesgo la operación. Es decir hay una aceptable probabilidad de pérdida de fuente, hay una capacidad operativa no satisfactoria y una aceptable probabilidad de ocurrencia de incidentes radiológicos durante la operación.

Malo: Cuando hay una probabilidad de pérdida de fuente no satisfactoria, una capacidad operativa no satisfactoria y una probabilidad de ocurrencia de incidentes radiológicos durante la operación no satisfactoria.

2. CLASIFICACIÓN DE LAS EMPRESAS BASÁNDOSE EN LAS PRÁCTICAS QUE DESARROLLAN

Las empresas se pueden clasificar en tres grupos de acuerdo a las prácticas que desarrollan:

a) Perfilaje de pozos.
b) Cementación de pozos.
c) Inspección de caños.

2.1. Perfilaje de pozos

Distintas técnicas en la exploración y explotación petrolífera involucran al perfilaje de pozos. Entre las mismas se pueden citar las siguientes:

- Medición de densidad de mezclas, arenas, etc., y determinación del perfil de densidades del material que forma las paredes del pozo. Para dichas operaciones se usan fuentes encapsuladas de ^{137}Cs con actividades entre 74 GBq y 370 GBq.
- Medición de la concentración de hidrocarburos en las napas, donde se emplean fuentes de neutrones de ^{241}Am-Be con actividades de hasta 740 GBq.
- Determinación de la existencia de canalizaciones entre pozos, para lo cual se usan fuentes de ^{3}H con actividades de hasta 370 GBq.
- Detección de la velocidad de circulación de fluidos entre pozos; se emplean soluciones de ^{131}I, con actividades de hasta 740 GBq, diluidas en el agua de inyección.

Durante la práctica con fuentes encapsuladas éstas se extraen de su blindaje, rápidamente se las coloca y ajusta en una herramienta especial que luego desciende al fondo del pozo para relevar los perfiles buscados. El operador guía seguidamente a dicha herramienta durante su ingreso a la boca del pozo, y la operación se repite en forma inversa, una vez que se terminó de efectuar las mediciones.

Para utilizar el material radiactivo en forma de fuente abierta (líquido o arenas marcadas), éste se inyecta en el pozo por medio de bombas especiales con sistemas dosificadores del material radiactivo, o mezclando a éste directamente con un medio adecuado.

Cada empresa debe contar con un depósito de fuentes radiactivas habilitado con el fin de mantener bajo guarda segura el material que emplea, en particular sus fuentes móviles.

2.2. Cementación

La técnica utilizada es la medición de densidad del cemento que será inyectado al pozo para mantener la estructura del mismo. Cuando se arma el pozo para la producción se introducen dos tubos, uno dentro del otro y con cemento entre ellos y la pared del pozo para fijarlos y mantener su estructura.

Estos cementos especiales deben tener un grado de densidad tal que le permita ser inyectado al pozo y fraguar una vez ocupada el área necesaria para mantener la estructura.

Se emplean fuentes móviles, que son las que se cargan en los camiones para instalar en la cañería a la entrada del pozo y fuentes fijas, las que se encuentran ubicadas en los camiones de cementación. Estas empresas también deben contar con un depósito de fuentes radiactivas habilitado.

2.3. Inspección de Caños

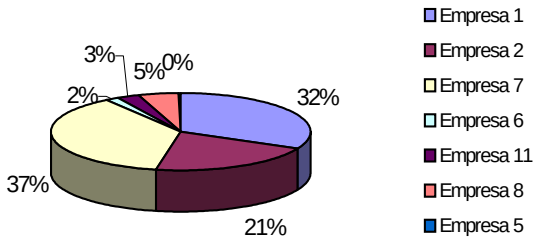
El grado de desgaste de los tubos que se encuentran dentro del pozo es importante porque puede llegar a afectar la producción del mismo, incluso anularlo. En consecuencia, se realizan inspecciones de los mismos, cada dos o tres meses, para verificar el espesor, utilizando fuentes de ^{137}Cs de hasta 74 GBq, y ensayos de resistencia a la tracción longitudinal y transversal, utilizando técnicas de corrientes parásitas.

3. RESULTADOS

3.1. Perfilaje de pozos

Son siete las empresas que realizan perfilaje, pero el 90% de las fuentes están distribuidas entre tres empresas, la número 1, 2 y 7 (ver Figura 2); en conjunto operan el 74% de las bases inspeccionadas. La calificación del SSR de estas tres empresas resultó: **Bueno**.

Figura 2: Distribución de fuentes de perfilaje



En todas las bases de las empresas número 1, 2 y 7 se verificó:

1) Un buen control del movimiento de fuentes radiactivas.
2) Buenas condiciones de seguridad y señalización del depósito de fuentes.
3) La realización de cursos de capacitación y entrenamiento periódico.
4) El cumplimiento con las normas de transporte.
5) La realización de ensayos periódicos de pérdidas de las fuentes.

Las otras cuatro empresas, la número 5, 6, 8 y 11, poseedoras del 10% de las fuentes restantes (la empresa que posee más fuentes tiene 17 y la que menos posee tiene 1) obtuvieron una calificación para su SSR: **Aceptable** (Ver Tabla 3).

En estas bases se verificó que:

1) En el 100% de las bases se observaron buenas condiciones de seguridad.
2) En el 50% de las bases no se realiza un control administrativo del movimiento de las fuentes.
3) En el 70% de las bases se observaron buenas condiciones de señalización del depósito.
4) El 50% de las empresas cuenta con cursos de entrenamiento periódico adecuados.
5) El 40% de las bases cumplen con las normas de transporte relativas al etiquetado de bultos.
6) El 100% de las basas cumplen con la señalización de los vehículos.
7) El ensayo de pérdida de las fuentes se hizo alguna vez, no observándose la frecuencia sugerida para los ensayos.

Tabla 3: Resultados de la auditoría en las empresas dedicadas al perfilaje de pozos.

Empresa	Bases	Capacitación	Señalización Depósito	Seguridad Depósito	Transporte	Cultura de la Seguridad
1	CAS	SI	B	B	B	B
	RNC	SI	B	B	B	B
	RG	SI	B	B	B	MB
	RGO	SI	B	B	B	B
	CMO	SI	B	B	B	B
	TAR	SI	B	B	B	B
	NQN	SI	B	B	B	B
2	CAS	SI	B	B	M	B
	CMO	SI	B	B	B	B
	MZA	SI	B	B	M	A
	MOS	NO	B	B	B	B
	NQN	SI	B	B	B	B
	RNC	SI	B	B	B	A
5	CAT	NO	B	B	-	A
6	CMO	SI	B	B	R	B
7	CMO	SI	B	B	B	B
	MAL	SI	B	B	B	B
	TAR	SI	B	B	B	B
	CAT	SI	B	B	B	B
	RNC	SI	B	B	B	B
8	CAS	NO	M	B	B	R
11	CO	SI	B	B	M	A
	CMO	SI	B	B	M	A
	NQN	SI	R	B	B	A

3.2. Cementación

Son cuatro empresas las que realizan esta práctica, la número 1, 2, 3 y 4. Las fuentes se encuentran distribuidas en 22 bases de operación. La empresa número 2 posee el 53% de las fuentes de cementación (Ver Figura 3).

La calificación de los SSR resultó: **Bueno**, para las empresas número 1 y 2; y **Aceptable** para las empresas número 3 y 4. (Ver Tabla 4).

En estas empresas se verificó que:

1) En el 73% de las bases se observó un buen control del movimiento de fuentes radiactivas.
2) Buenas condiciones de seguridad y señalización del depósito en todas las bases, salvo en la base de la empresa 3 en Comodoro Rivadavia.
3) La realización de cursos de capacitación y entrenamiento periódico en el 75% de las empresas.
4) En siete bases fue insatisfactorio el cumplimiento de las normas de transporte en cuanto a señalización del vehículo.
5) Se observó poco control administrativo en aquellas bases con menor movimiento operativo.

Figura 3: Distribución de fuentes de cementación

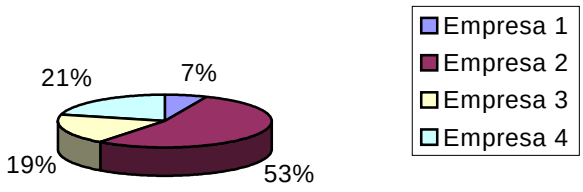


Tabla 4: Resultados de la auditoría en las empresas dedicadas a la cementación de pozos.

Empresa	Bases	Capacitación	Señalización Depósito	Seguridad Depósito	Transporte	Cultura de la Seguridad
1	CAS	SI	B	B	B	B
	RG	SI	B	B	B	MB
	RGO	SI	B	B	B	B
	CMO	SI	B	B	B	B
	TAR	SI	B	B	B	B
	NQN	SI	B	B	B	B
2	CAS	SI	B	B	M	B
	CMO	SI	B	B	B	B
	MZA	SI	B	B	M	A
	MOS	NO	B	B	B	B
	NQN	SI	B	B	B	B
	RNC	SI	B	B	B	A
3	CAS	NO	B	B	M	R
	RGO	SI	B	B	M	B
	CMO	NO	R	B	R	A
	MOS	NO	B	B	B	B
	NQN	SI	B	B	B	B
	RNC	NO	B	B	B	B
	RG	SI	B	B	B	B
4	RGO	SI	-	-	M	R
	CMO	SI	B	B	B	B
	CAT	NO	-	-	B	A
	NQN	SI	B	B	B	A
	RCN	SI	-	-	B	B

3.3. Inspección de Caños

Son tres las empresas dedicadas a esta práctica, la número 9, 10 y 12. La calificación de su SSR resultó: **Aceptable**. (Ver Tabla 5).

Una característica de esta práctica es el casi inexistente movimiento de fuentes, debido a que el trabajo se realiza en el lugar de emplazamiento de la base. El movimiento se limita a exiguos cambios de base de los traillers donde va instalado el equipo. Las condiciones de señalización y seguridad de los mismos (que actúan también como depósito), resultó adecuada. Solo en el caso de la empresa número 9 se verificó la realización de cursos de entrenamiento periódico para el personal.

Tabla 5: Resultados de la auditoría en las empresas dedicadas a la Inspección de caños.

Empresas	Bases	Capacitación	Señalización Depósito	Seguridad Depósito	Transporte	Cultura de la Seguridad
9	CMO	SI	B	B	B	B
	CAT	SI	B	B	B	B
	RNC	SI	B	B	B	A
10	CAS	NO	B	B	M	A
	CMO	NO	B	B	M	A
	PHU	SI	B	B	B	A
12	PHU	SI	B	B	B	B

4. ACCIONES REGULATORIAS INMEDIATAS, RESULTANTES DE ESTA AUDITORÍA

En este apartado se destacan las acciones implementadas en forma inmediata como resultado de la ejecución de la auditoría. Se tenía previsto suspender la Autorización de Operación del usuario y una nueva inspección previa a la alternativa de volver a operar si la calificación del SSR de la empresa resultaba “Malo”.

4.1. Perfilaje de pozos

En el 30% de los casos se realizaron observaciones referentes a la señalización adecuada de los depósitos. Se otorgaron 30 días para corregir estas anomalías.

Se encontraron anomalías en el etiquetado de los bultos, otorgándose 30 días para regularizar la situación, por falta de cumplimiento de las normas de transporte.

4.2. Cementación

En la base Comodoro Rivadavia de la empresa número 3 se encontraron deficiencias en la señalización del depósito e identificación de las fuentes. Se otorgaron 30 días para corregir esta situación.

En 7 bases se encontró insatisfactoria la señalización de los vehículos. Se les otorgó 30 días para señalizar de acuerdo a la normativa vigente.

4.3. Inspección de Caños

No se tomaron medidas inmediatas como resultado de la auditoria en este grupo de empresas.

5. COMENTARIOS Y CONCLUSIONES

Pese a que la mayoría de las propuestas que a continuación se detallan se vienen implementando durante las inspecciones rutinarias y de habilitación de las empresas del sector, se las presenta en este apartado puesto que se considera conveniente generar un conjunto de requerimientos que las contemplen, con el fin de unificar criterios de inspección y mejorar el cuerpo normativo específico y pertinente.

Con respecto a las fuentes:

Requerir la realización de controles anuales de ensayos de pérdidas de las fuentes de perfilaje y el envío de los resultados a esta ARN. En la actualidad, estos ensayos son realizados por algunas de las empresas en forma regular y durante las inspecciones se les ha requerido a las demás empresas.

Para aquellas empresas que poseen mas de una base requerir que anualmente envíen el inventario de material radiactivo y fuentes en cada una de esas bases.

Fomentar la baja de fuentes en desuso mediante su exportación o reenvío al proveedor extranjero. Las empresas con mayor cantidad de fuentes la están realizando.

Es conveniente aclarar aquí que se han detectado en las empresas dos formas de gestión de residuos radiactivos. La primera de ellas es la exportación de las fuentes radiactivas a EE. UU. (empresa número 2 y 7) o devolución al proveedor extranjero. La segunda es la gestión en la Argentina (empresa número 1).

En este último caso la eliminación como residuo se ve favorecida por el sistema de gestión empresarial de esa empresa ya que por cada fuente que posee la base en nuestro país debe pagar un canon a la casa matriz.

Habría que analizar la conveniencia de requerir a todas las empresas la “exportación” de estas fuentes como en el caso de las empresas número 2 y 7.

En relación con los permisos individuales:

Requerir que haya un Responsable por base, con Permiso individual vigente y además, para el caso de las empresas de perfilaje, que cuenten con un Responsable con Permiso individual encabezando el grupo de trabajo en el campo.

Esto ya está encaminado con la empresa número 7. Esta medida tiene el inconveniente que acarrea la gran movilidad del personal y que hace no mucho tiempo, la única exigencia con los permisos era que haya un solo responsable por empresa y no por base.

En relación a la capacitación:

Remarcar la necesidad de la capacitación y entrenamiento periódico del personal en temas de seguridad radiológica es una tarea permanente. En ese sentido para apuntalarla, se propone realizar una reunión anual con los responsables de la seguridad de cada base e interesados en el tema, para discutir la problemática que involucra a esta práctica.

Como ejemplo se destacan temas a tratar: pérdida de fuentes en los pozos y métodos de recuperación, la experiencia de los usuarios en estos temas; manipuleo de las herramientas con fuentes radiactivas; calibración de las herramientas; optimización de las tareas con el fin de disminuir las dosis de la operación normal, cómo así también evitar la ocurrencia de situaciones incidentales o accidentales, etc.

En cuanto a las conclusiones que se rescatan de los resultados de esta auditoría se indica:

- En las empresas con mayor inventario radiactivo (90%), que a su vez son las que poseen más bases operativas (74%) se observó el mayor compromiso con la seguridad.
- Las empresas con pocas fuentes y pocas bases no demuestran el mismo nivel de compromiso con la seguridad, pero éste puede considerarse aceptable.
- Las distintas bases que poseen las empresas, tienen características similares en cuanto a la seguridad radiológica. Éstas son el reflejo del mayor o menor compromiso con la seguridad que asume la conducción central de cada empresa, por lo tanto cualquier acción reguladora se deberá conjuntamente tomar en las bases y en las casas centrales.
- El inventario de las fuentes radiactivas en poder de las empresas, relevado por esta auditoría, es coincidente con la base de datos de esta ARN.

Finalmente, se resume la calificación del Sistema de Seguridad Radiológica implementado por las empresas del sector, teniendo en cuenta todas las modalidades de las prácticas que desarrollan:

Muy Bueno:	en el 4 % de los casos
Bueno:	en el 64 % de los casos
Aceptable:	en el 27 % de los casos
Regular:	en el 5 % de los casos
Malo:	en el 0 % de los casos

Consecuentemente, se puede afirmar que el estado de la seguridad radiológica de las empresas del sector es altamente satisfactorio dado que el 68% de las bases posee una calificación de su SSR de **Bueno o Muy Bueno** y el 27% de **Aceptable.** Las tres calificaciones comprenden el 95% de los casos.

BIBLIOGRAFÍA

1. "Norma Básica de Seguridad Radiológica", AR 10.1.1, Autoridad Regulatoria Nuclear, 1994, Argentina.
2. "Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching"; Safety Series Nº 102, IAEA, Viena, 1990.
3. "International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources"; Safety Series Nº 115, Viena, 1994.
4. "Methods to Identify and Locate Spent Radiation Sources", IAEA-TEC-DOC-804; 1995.
5. "Frecuency of Regulatory Inspecctions"; D.G. Hernández, D.M. Tellería, O. Jordan; (IAEA-CN-70/107), IAEA-TECDOC-1045; Viena, 1998.
6. "Performance as a Basic Regulatory Rule"; F. Spano, M.D. Rudelli, D.M. Tellería, (IAEA-CN-70/105), IAEA-TECDOC-1045; Viena, 1998.
7. "Management of "Orphan" Sources"; D.M. Tellería, F. Spano; M.D. Rudelli; (IAEA-CN-70/106), IAEA-TECDOC-1045; Viena, 1998.

APARTE 1:

Empresas auditadas: Schlumberger Argentina S..A, Halliburton Argentina S.A., BJ Services S.A., Servicios Especiales San Antonio S.A., Thales S.R.L., Artex SA, Baker Hughes Argentina S.R.L., Computalog S.A., Smith International INC, Tuboscope Vetco Argentina S.A., Copgo Wood Group Argentina y C.R.D. Argentina.

APARTE 2:

En esta auditoría han intervenido: Alberto Barroetaveña, Miguel Cateriano, Néstor Fruttero, Juan Carlos Gómez, Eduardo Grassi, Horacio Melis y Dora Vidal.

Manual del usuario del Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos

Rives, D.E.

Publicado como PI 5/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MANUAL DEL USUARIO DEL MODELO DE DISPERSIÓN DE RADIONUCLEIDOS EN ACUÍFEROS FREÁTICOS[1]

Rives, D.E.[2]

RESUMEN

El modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) fue desarrollado originalmente en la División Estudios Ambientales de la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica (1991), para las evaluaciones de seguridad de los sistemas de disposición final de residuos radiactivos cercanos a la superficie. Posteriormente fue modificado en varias oportunidades, adaptándolo a diversas condiciones de aplicación. El "Manual del usuario del código DRAF" aquí presentado es un documento de referencia para el uso de las últimas tres versiones del código desarrolladas para la Autoridad Regulatoria Nuclear entre 1995 y 1996.

El modelo DRAF resuelve la ecuación de transporte de solutos en medios porosos en tres dimensiones por el método de diferencias finitas. El mismo es capaz de simular los procesos de advección, dispersión, decaimiento radiactivo y la retención en la matriz sólida, con múltiples posibilidades en la consideración del término fuente. Existen tres versiones, dos para la zona saturada, y una para la zona no-saturada. Todas las versiones han sido verificadas en distintas condiciones, y han sido aplicadas en ejercicios del Organismo Internacional de Energía Atómica, y también a casos reales.

ABSTRACT

The Nuclide Dispersion in Freatic Aquifers (DRAF) model was developed in the “División Estudios Ambientales” of the “Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear, Comisión Nacional de Energía Atómica” (1991), for the Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities. Afterwards, it was modified in several opportunities, adapting it to a number of application conditions. The "Manual del usuario del código DRAF" here presented is a reference document for the use of the last three versions of the code developed for the "Autoridad Regulatoria Nuclear" between 1995 and 1996.

The DRAF model solves the three dimension’s solute transport equation for porous media by the finite differences method. It takes into account the advection, dispersion, radioactive decay, and retention in the solid matrix processes, and has multiple possibilities for the source term. There are three versions of the model, two of them for the saturated zone and one for the unsaturated zone. All the versions have been verified in different conditions, and have been applied in exercises of the International Atomic Energy Agency and also in real cases.

[1] Este Manual se ha realizado por contrato para la Autoridad Regulatoria Nuclear. Expediente de Compra Nº 587/1998.
[2] Consultor externo.

MANUAL DEL USUARIO DEL MODELO DRAF

INDICE

INTRODUCCIÓN
1.1. Antecedentes
1.2. Propósito
1.3. Estructura del Manual

Capítulo I. MODELO DRAF PARA LA ZONA SATURADA

I. 1. MARCO CONCEPTUAL
I. 1.1 Introducción
I. 1.2 Ecuación de dispersión para la zona saturada
I. 1.3. Velocidad Efectiva
I. 1.4. Coeficientes de Dispersión hidrodinámica
I. 1.5. Retención en el medio sólido
I. 1.6. Término fuente
I. 1.6.1. Concentración Constante
I. 1.6.2. Concentración exponencial decreciente
I. 1.6.3. Concentración exponencial decreciente con lixiviación
I. 1.6.4. Concentración definida en archivo
I. 1.6.5. Flujo de actividad definido en archivo
I. 1.7. Condiciones de contorno del problema
I. 1.7.1. Condiciones iniciales
I. 1.7.2. Condiciones de borde
I. 1.8. Tratamiento de los resultados

I. 2. SOLUCIÓN NUMÉRICA EN DIFERENCIAS FINITAS
I. 2.1. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión
I. 2.2. Método de las diferencias finitas
I. 2.2.1. Transformación de derivadas en diferencias finitas
I. 2.2.2. Método de Euler para la derivada temporal
I. 2.2.3. Derivadas espaciales
I. 2.3. Ecuación en diferencias finitas
I. 2.4. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión para la versión 25
I. 2.4.1. Derivada temporal
I. 2.4.2. Derivadas espaciales
I. 2.4.3. Ecuación en diferencias finitas para la versión 25
I. 2.5. Difusión numérica
I. 2.6. Condiciones de estabilidad del esquema numérico
I. 2.6.1. Coeficientes de difusión positivos
I. 2.6.2. Primera condición: criterio de Courant
I. 2.6.3. Segunda condición
I. 2.6.4. Tercera condición
I. 2.6.5. Método de acotamiento
I. 2.7. Geometría de la región y ejes coordenados
I. 2.8. Condiciones de contorno
I. 2.8.1. Condiciones iniciales
I. 2.8.2. Condiciones de borde

I. 3. IMPLEMENTACIÓN COMPUTACIONAL
I. 3.1. Modulo principal del programa
I. 3. 2. Subrutinas
I. 3.3. Archivos de entrada-salida
I. 3.3.1. Archivos de entrada
I. 3.3.2. Archivos de salida
I. 3.4. Notas sobre la aplicación

I. 3.5. Listado de variables

I. 4. EJEMPLOS DE APLICACIÓN Y VERIFICACIÓN DEL MODELO
I. 4.1. Ejemplos de aplicación
I. 4.1.1. Modelo DRAF3#24
Ejemplo 1
Ejemplo 2
Ejemplo 3
Ejemplo 4
Ejemplo 5
I. 4.1.2. Modelo DRAF3#25
Ejemplo 1
Ejemplo 2
Ejemplo 3
Ejemplo 4
Ejemplo 5
I. 4.2. Ejemplos de Verificación
I. 4.2.1. Caso 1
I. 4.2.2. Caso 2
I. 4.2.3. Caso 3

Capítulo II. MODELO DRAF PARA LA ZONA NO SATURADA

II. 1. MARCO CONCEPTUAL
II. 1.1. Introducción
II. 1.2. Ecuación de dispersión para la zona no saturada
II. 1.2.1.Velocidad Efectiva
II. 1.2.2.Coeficientes de Dispersión hidrodinámica
II. 1.2.3.Retención en el medio sólido
II. 1.3. Término fuente
II. 1.3.1.Concentración Constante
II. 1.3.2.Concentración exponencial decreciente
II. 1.3.3.Concentración exponencial decreciente con lixiviación
II. 1.3.4.Actividad definida en archivo
II. 1.3.5.Flujo de actividad definido en archivo
II. 1.4. Condiciones de contorno del problema
II. 1.4.1.Condiciones iniciales
II. 1.4.2.Condiciones de borde
II. 1.5. Degradación de los materiales
II. 1.6. Balance de Masa
II. 1.7. Tratamiento de los resultados

II. 2. SOLUCIÓN NUMÉRICA EN DIFERENCIAS FINITAS
II. 2.1. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión
II. 2.2. Método de las diferencias finitas
II. 2.2.1.Método de Euler para la derivada temporal
II. 2.2.2.Derivadas espaciales
II. 2.3. Ecuación en diferencias finitas
II. 2.4. Difusión numérica
II. 2.5. Condiciones de estabilidad del esquema numérico
II. 2.5.1.Método de acotamiento
II. 2.6. Geometría de la región y ejes coordenados
II. 2.7. Condiciones de contorno
II. 2.7.1Condiciones iniciales
II. 2.7.2.Condiciones de borde

II. 3. IMPLEMENTACIÓN COMPUTACIONAL
II. 3.1. Modulo principal del programa
II. 3.2. Subrutinas
II. 3.3. Archivos de entrada-salida

II. 3.3.1.Archivos de entrada
II. 3.3.2.Archivos de salida
II. 3.4. Listado de variables

II. 4. EJEMPLOS DE APLICACIÓN Y VERIFICACIÓN DEL MODELO
II. 4.1. Ejemplos de aplicación. Modelo DRAF3#26
Ejemplo 1
Ejemplo 2
Ejemplo 3
Ejemplo 4
II. 4.2. Ejemplos de verificación
II. 4.2.1. Caso 1
II. 4.2.2. Caso 2

REFERENCIAS

ANEXO

1. Modificaciones realizadas junto con este manual
2. Listados del código
2.1. Versión 24
2.2. Versión 25
2.3. Versión 26

INDICE DE GRÁFICOS Y PANTALLAS

Gráfico 1. Puntos de cálculo y volumen representado
Gráfico 2. Geometría de la región y ejes coordenados
Gráfico 3. Nodos de borde
Gráfico 4. Campo de velocidades
Gráfico 5. Zona de residuos y nodos fuente
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 1
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 2.a
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 2.b
Gráfico 6. Concentración inicial
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 3.a
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 3.b (C-x)
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 3.b (C-y)
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 3.c
Verificación-DRAF3#24/25. Caso 3.b (C-t)
Verificación-DRAF3#26. Caso 1
Verificación-DRAF3#26. Caso 2.a
Verificación-DRAF3#26. Caso 2.b

Pantalla 1
Pantalla 2
Pantalla 3
Pantalla 4

1. INTRODUCCIÓN

El modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF) resuelve la ecuación de transporte de solutos en medios porosos en tres dimensiones por el método de diferencias finitas, teniendo en cuenta la retención en el suelo y el decaimiento radiactivo. Fue desarrollado en la División Estudios Ambientales de la Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) [Rives, 1992]. Es una de las herramientas de cálculo para la evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos cercanos a la superficie [Siraky et al., 1993]. El código de cálculo fue modificado en varias oportunidades, adaptándolo a diversas condiciones de aplicación. El "Manual del usuario del código DRAF" aquí presentado es un documento de referencia para el uso de las últimas tres versiones del código desarrolladas para la Autoridad Regulatoria Nuclear entre 1995 y 1996.

1.1. Antecedentes

Luego de su desarrollo inicial, el modelo fue utilizado en el Programa de Investigación Coordinado del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) sobre "The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities (NSARS)", casos 1, 2 A y 2 B [IAEA, 1991, 1992, 1993], también se aplicó en el análisis de la trinchera de líquidos del Centro Atómico Ezeiza [Rives et al., 1993]. Durante ese período el modelo fue modificado para su utilización en diferentes condiciones, hecho que aumentó sus posibilidades de aplicación, y resultó en una mejora del mismo.

En 1995, la Gerencia pasó a conformar el Ente Nacional Regulador Nuclear (ENREN). Durante ese año el modelo se aplicó para la resolución del "Test Case 2 C" del Programa de Investigación Coordinado del OIEA sobre NSARS. En ese trabajo [Rives, 1995] se realizaron modificaciones al código (versión final de la CNEA: DRAF3#23, de diciembre de 1994), y surgieron dos nuevas versiones:

- DRAF3#24, similar a la anterior, pero con un tipo de término fuente adicional que permitió tomar valores de flujo de actividad de un archivo de datos.

- DRAF3#25, cuyas propiedades sólo pueden variar por estratos. Esta configuración es bastante apropiada para la simulación de la generalidad de los acuíferos y reduce de manera importante los recursos de máquina utilizados, de este modo se amplían las posibilidades de incorporar nuevas opciones y realizar modificaciones de manera sencilla.

En 1996, por contrato con el ENREN, se desarrolló sobre el modelo DRAF3#25 una nueva versión: DRAF3#26 para su utilización en la zona no saturada [Rives, 1996 b], y se aplicó al ejercicio "The Safety Assessment as a Regulatory Tool" del OIEA [Rives, 1996 a].

1.2. Propósito

El propósito de este manual es el de crear un documento de referencia para posibilitar la difusión interna del modelo y ampliar las posibilidades de utilización por parte de los profesionales de la ARN que deban trabajar o especializarse en el tema.

Ante la existencia de diferentes versiones, de modificaciones y mejoras que fueron implementándose en el modelo a través del tiempo, con el presente trabajo se pretende recopilar y completar en un solo documento, las tres versiones finales actualizadas, y desarrollar con ejemplos todas las posibilidades de utilización del mismo.

1.3. Estructura del Manual

Este Manual se ha dividido en dos capítulos principales: en el primero se desarrollan las versiones para la zona saturada, y en el segundo la versión para la zona no saturada o zona vadosa. Cada una de las mismas, incluye una sección con la descripción de las ecuaciones sobre las que parte el modelo, y su desarrollo conceptual; una sección con la aplicación del método de las diferencias finitas para la resolución de las ecuaciones; y una sección con la implementación del modelo en un programa de computadora, la descripción de las variables y subrutinas del mismo. Finalmente se presenta una sección con ejemplos de aplicación y los problemas de verificación del código, donde se detalla la preparación de datos y la interpretación de los resultados de casos prácticos.

Durante la elaboración de este informe se han realizado algunas modificaciones menores y se han compatibilizado las unidades de tiempo para todas las versiones. Estos cambios se detallan en el Anexo, junto con los listados de los programas.

Capítulo I. MODELO DRAF PARA LA ZONA SATURADA

I.1. MARCO CONCEPTUAL

I.1.1. Introducción

En esta sección se describen las versiones del modelo DRAF para la zona saturada: DRAF#24 y DRAF#25. Ambas versiones son similares y tienen el mismo esquema numérico, su principal diferencia es que la primera considera que las propiedades del acuífero, específicamente las velocidades y coeficientes de dispersión, son variables nodo a nodo, y la segunda, considera que varían en estratos horizontales. La descripción del modelo se hará inicialmente para la **versión 24**, marcándose expresamente las diferencias que existan con la versión 25.

I. 1.2. Ecuación de dispersión para la zona saturada

Se parte de la ecuación de transporte para un elemento en solución, en un medio poroso [Bear, 1972, p. 618]. La misma expresa que la variación de la concentración en función del tiempo (primer miembro de la ecuación) responde a tres fenómenos:

$$R \frac{\partial C}{\partial t} = \nabla (\overline{D} \nabla C) - \overline{V} \nabla C - R \lambda C \pm F \qquad \textbf{(1)}$$

Dispersión hidrodinámica, representada por el primer término del segundo miembro, es la variación originada en la difusión molecular y la dispersión hidrodinámica propiamente dicha. La difusión molecular, se produce aún en un líquido en reposo, ya que como su nombre lo expresa se basa en el movimiento de las moléculas del fluido. La dispersión hidrodinámica en un medio poroso, es el desparramamiento generado por un efecto del movimiento del agua en un medio formado por poros interconectados.

Advección, representada por el segundo término del segundo miembro, es el cambio de concentración generado por el movimiento del agua. Este fenómeno genera un desplazamiento del contaminante en bloque, sin producir mezclado, o sea sin cambio de concentración.

Decaimiento radiactivo, en el tercer término, es la pérdida de concentración por desintegración radiactiva del elemento.

Términos fuente y sumidero, que se encuentran representados en el cuarto término del segundo miembro. Son los ingresos o salidas de contaminante de la región que se está simulando.

Los símbolos de la ecuación significan:

- C concentración del soluto en fase líquida, expresada como actividad sobre volumen [Bq / m^3]
- t tiempo [s]
- ∇ operador nabla, que se define como:

$$\nabla = \left(\frac{\partial}{\partial x} \breve{i} + \frac{\partial}{\partial y} \breve{j} + \frac{\partial}{\partial z} \breve{k} \right)$$

- λ constante de desintegración radiactiva [1/s].
- F término fuente-sumidero.
- R coeficiente de retardo, que tiene en cuenta la retención en el medio sólido.

- $\overline{V}$ vector velocidad efectiva [m/s] que está formado por las tres componentes según los ejes de coordenadas:

$$\overline{V} = Vx \breve{i} + Vy \breve{j} + Vz \breve{k}$$

$\overline{\overline{D}}$ matriz de los coeficientes de dispersión hidro - dinámica $\left[m^2 / s\right]$

$$\overline{\overline{D}} = \begin{vmatrix} D_{xx} & D_{xy} & D_{xz} \\ D_{yx} & D_{yy} & D_{yz} \\ D_{zx} & D_{zy} & D_{zz} \end{vmatrix} \qquad \textbf{(2)}$$

I.1.3. Velocidad efectiva

La velocidad efectiva, o velocidad poral, representa el desplazamiento promedio de una partícula de agua respecto al medio. Sus componentes según los ejes coordenados pueden calcularse mediante la ley de Darcy modificada [Custodio, 1983]:

$$V_i = Kh_i \,.\, I_i / \theta_e \qquad \text{con } i = x, y \text{ o } z$$

y con: Kh_i conductividad hidráulica (o permeabilidad) en la dirección i [m/s].
I_i gradiente de energía (de la superficie freática en este caso) en la dirección i.
θ_e porosidad efectiva.

El modelo utiliza como dato de entrada la velocidad efectiva, que deberá ser calculada previamente para todos los nodos (versión 24) o estratos (versión 25).

I.1.4. Coeficientes de dispersión hidrodinámica

La matriz de coeficientes de dispersión puede calcularse como la suma de una matriz de difusión molecular, y otra de dispersión mecánica. Para las escalas usuales utilizadas por el modelo, (del orden del metro a los cientos de metros) la difusión molecular es despreciable frente a la dispersión mecánica, o hidrodinámica, y por lo tanto la primera no será tenida en cuenta.

Los coeficientes de dispersión se calculan entonces como [Bear, 1972, p.238] :

$$D_{ij} = \alpha_T \left|V\right| \delta_{ij} + \frac{(\alpha_L - \alpha_T) V_i V_j}{\left|V\right|}$$

con "i" y "j" alternando entre X, Y, Z de modo de obtener los coeficientes de la ecuación (2)
α_L dispersividad longitudinal [m].
α_T dispersividad transversal [m].
$|V|$ modulo del vector velocidad [m/s].
δ_{ij} delta de Kronecker, que es 1 para i = j y 0 para i ≠ j.

Para el desarrollo del modelo solo se consideraron las componentes diagonales de la matriz (D_{xx}, D_{yy} y D_{zz}) asumiéndose que los términos cruzados son nulos. Esta hipótesis es exacta, cuando la dirección del vector velocidad coincide con uno de los ejes coordenados [Bear, 1972, p. 614 - 615]. Por lo tanto, siempre que sea posible se deben orientarse los ejes de modo que el vector velocidad coincida con algún eje coordenado. La ecuación se reduce a :

$$D_{ii} = \frac{\alpha_L V_i^2 + \alpha_T (V_j^2 + V_k^2)}{|V|} \qquad \begin{array}{l} con\ \ i,j,k = x,y,z \\ = y,z,x \\ = z,x,y \end{array}$$

las que dan lugar a las siguientes ecuaciones:

$$D_{xx} = \frac{\alpha_L V_x^2 + \alpha_T (V_y^2 + V_z^2)}{|V|} \qquad D_{yy} = \frac{\alpha_L V_y^2 + \alpha_T (V_x^2 + V_z^2)}{|V|}$$

$$D_{zz} = \frac{\alpha_L V_z^2 + \alpha_T (V_x^2 + V_y^2)}{|V|} \qquad \textbf{(3)}$$

Los datos de ingreso del modelo son la dispersividad longitudinal y la transversal, ya que las ecuaciones anteriores (3) están incluidas en el programa, que calcula los coeficientes de dispersión en base a las componentes de la velocidad.

I.1.5. Retención en el medio sólido

La retención en el medio sólido es el producto de la interacción entre la especie química del radionucleido en solución y las partículas sólidas de medio poroso. Dicha interacción está compuesta por varios fenómenos como las reacciones químicas, el intercambio iónico, y la sorción (absorción y adsorción).

Debido a la complejidad y variedad de los procesos físico-químicos involucrados, que dependen del elemento en solución, de la constitución del medio sólido, de la velocidad de la reacción, etc., es que comúnmente se utiliza el Coeficiente de Distribución. Este coeficiente representa la relación entre la cantidad de masa o actividad retenida en el medio sólido respecto a la que está presente en el medio líquido.

$$S = \mathbf{f}\,(C)$$

donde S es la concentración del soluto en fase sólida [Bq/kg].

Se han planteado diferentes funciones para relacionar ambas concentraciones en el estado de equilibrio. Como el movimiento en el medio poroso es lento, se puede asumir que el equilibrio se alcanza con facilidad. En el modelo DRAF se ha adoptado una relación lineal entre las concentraciones sólida y líquida:

$$S = K_d \,.\, C$$

donde K_d es el coeficiente de distribución [dm^3 / kg].

En base a esta hipótesis se puede calcular el Coeficiente de Retardo (R) que representa la relación entre la velocidad del agua y la velocidad del elemento en solución, en función del K_d de acuerdo a la ecuación:

$$R = 1 + \frac{\rho_b K_d}{\theta_t}$$

donde

ρ_b es la densidad aparente [kg / dm^3].
θ_t es la porosidad total del acuífero.

El programa utiliza directamente el valor de R, que deberá ser calculado previamente.

I.1.6. Término fuente

El término fuente se caracteriza por la geometría del residuo (distribución espacial) y por las características de lixiviación del mismo, que definen la distribución temporal.

La geometría de la fuente se define mediante la asignación de los nodos por los que "ingresan" los contaminantes al acuífero (nodos fuente). Este tema se tratará en la sección I.3 "Implementación Computacional".

Nota: La palabra "ingresan" se expresa entre comillas debido a que el residuo puede estar físicamente localizado en una zona que se encuentre en el dominio del modelo, sin embargo, para el modelo la actividad no entra en juego, hasta que es lixiviada del residuo. Con el avance del informe se aborda este tema con más profundidad.

El modelo puede trabajar tanto con actividad, como concentración, mientras los parámetros que las relacionan (volumen de los nodos, porosidad total, etc.) permanezcan constantes en la región. Sin embargo, debe tenerse en cuenta en cada caso como se ingresan los datos, para poder calcular correctamente las concentraciones en base a los resultados del modelo. El modelo trabaja con una concentración de cálculo, que no necesariamente es la real, y depende del tipo de término fuente elegido.

El modelo prevé cinco tipos de distribución temporal del término fuente:

I.1.6.1. Concentración constante

Asume concentración constante para los nodos designados como fuente. Se deben definir dos valores: el valor de concentración o actividad inicial (J_{fu}), y su tiempo de validez. Esta opción asigna en cada incremento de tiempo, antes de efectuar el cálculo, el valor de actividad inicial a la región que representa al residuo, durante el período de validez de la fuente:

$$C_{fuente} = Jfu \qquad \textbf{(4)}$$

Jfu es el valor de la concentración o actividad inicial.

I.1.6.2. Concentración exponencial decreciente

Es el caso de un ingreso continuo de actividad (Jini) que va decayendo con un semiperíodo propio del término fuente (Tlmed). Este término fuente se trabaja de manera adimensional, por lo tanto se le asigna valor inicial unitario y la actividad que ingresa a los nodos fuente es:

$$J_{fu} = e^{-\lambda t}$$

con: J_{fu} actividad que ingresa a los nodos fuente [Bq].
λ *ln(2)/Tlmed ,* constante de decaimiento de la fuente [1/d].
Tlmed semiperíodo de decaimiento de la fuente [d].
t tiempo desde el inicio de la simulación [d].

El valor de *Tlmed* puede ser el semiperíodo de decaimiento radiactivo (*Trad*) o puede contemplar otros procesos de pérdida de actividad. El valor de J_{fu} es sumado directamente a la concentración del modelo en la región de la fuente.

$$C_{fuente} = C_{nodo\,fuente} + Jfu \qquad \textbf{(5)}$$

donde

$C_{nodo\ fuente}$ es la concentración del modelo en cada nodo fuente.

Esta suma se efectúa cada incremento de tiempo antes de realizar el nuevo cálculo. Los datos necesarios para esta opción son el valor de concentración o actividad inicial, el semiperíodo representativo del término fuente, y el tiempo de actuación del mismo.

I.1.6.3. Concentración exponencial decreciente con lixiviación

Puede utilizarse para calcular la versión del término fuente adoptada por la Autoridad Regulatoria Nuclear en el modelo TFURRNS [Siraky y Rives, 1994].Un detalle completo de esta ecuación puede leerse en el capítulo II, punto 1.3.3. La ecuación que utiliza el modelo es

$$J_{fu} = \lambda_l\, e^{-(\lambda_l+\lambda)t} \qquad \textbf{(6)}$$

Donde λ_1 *ln(2)/Tlix*[1/d].
. *Tlix* semiperíodo de lixiviación [d].
λ constante de decaimiento radiactivo [1/d].

Este proceso también se realiza en forma adimensional. Se debe definir el valor del semiperíodo de la fuente, y el tiempo de duración del término fuente, que se adiciona con la ecuación (5).

Observación: En este tipo de término fuente el residuo debería quedar excluido de la región simulada por el modelo (por ejemplo simular que está justo sobre los nodos fuente), ya que normalmente el valor de Jfu es la actividad lixiviada del residuo, quedando actividad remanente en la matriz sólida. En la zona del residuo, dicha matriz no puede retener más actividad y debería asignarse un coeficiente de retención R = 1, lo que salvo casos particulares no es válido para el resto de la región.

I.1.6.4. Concentración definida en archivo

Para los casos en que el término fuente no encuadre en ninguno de los tipos anteriores, se puede definir un archivo en donde se guardan las concentraciones y el tiempo en el que las mismas ingresan a los nodos fuente. Se utiliza la ecuación (5) para adicionar el valor a los nodos fuente. El dato en este caso es el nombre del archivo.

I.1.6.5. Flujo de actividad definido en archivo

Este caso se utiliza cuando en vez de la concentración o actividad, se conoce el flujo de actividad o actividad por unidad de tiempo, que ingresa al dominio del modelo. Los datos deben incluir el flujo de actividad por año y el tiempo de inicio de cada valor. El hecho de colocarse el flujo de actividad implica que para incorporase al modelo este valor deberá multiplicarse por la unidad de tiempo.

I.1.7. Condiciones de contorno del problema

I.1.7.1. Condiciones iniciales

Las condiciones iniciales se definen mediante el estado inicial de concentraciones en la región modelada, punto de partida para el cálculo. En el caso más general, el modelo asigna concentración nula a toda la región, excepto en los nodos que coinciden con la fuente de ingreso de contaminante, donde asigna concentración unitaria. En el sección I. 3: “Implementación Computacional”, se verá en detalle cada tipo de término fuente.

I.1.7.2. Condiciones de borde

La región de simulación es un paralepípedo limitado por planos perpendiculares a la dirección de los ejes coordenados. Las condiciones de borde se aplican en los seis planos que limitan la región simulada.

I.1.7.2.a. Condiciones "impermeables"

Un acuífero freático está limitado en su parte superior por la superficie freática, que tiene la pendiente del gradiente hidráulico. Esta pendiente es normalmente pequeña para zonas de llanura, y puede asumirse como un plano horizontal. En su parte inferior el acuífero está limitado por una formación geológica de muy baja permeabilidad, que consideraremos impermeable. Este borde por las limitantes expuestas más arriba se asume horizontal. Si bien esta hipótesis no es necesariamente cierta, puede acercarse a la realidad para el ámbito de llanuras y sobre formaciones sedimentarias.

Asumiendo un acuífero limitado por superficies planas horizontales que impiden el flujo de contaminante en el sentido perpendicular al plano, puede plantearse la siguiente condición de borde:

$$\frac{\partial C}{\partial \eta} = 0 \qquad en\ Z = 0\ ,\ y\ en\ Z = Z_{base} \qquad \textbf{(7)}$$

donde: η es la dirección normal al contorno.

Esta condición es impermeable al flujo de contaminante por dispersión, y no por advección, por lo tanto esta condición debe ser acompañada por un campo de velocidades que no tenga componente en la dirección Z.

I.1.7.2.b. Condiciones aguas arriba, aguas abajo y laterales

Los cuatro planos verticales que limitan la región a simular son perpendiculares a los ejes X e Y. Dichos planos pueden ubicarse en cualquier posición siempre que abarquen completamente la región en la que nos interesa conocer las concentraciones y por supuesto la zona del término fuente. Para dichos planos se asume que el contaminante puede fluir libremente hacia el exterior de la región en cualquiera de los bordes. Para llevar a la práctica esta condición se adopta una variación exponencial de la concentración en la dirección normal a los mismos:

$$C = A\, e^{-\alpha \eta} \qquad \textbf{(8)}$$

donde A y α son coeficientes que se ajustan paso a paso con los valores de concentración calculados por el modelo.

I.1.8. Tratamiento de los resultados

Como ya se ha expresado el modelo trabaja con una concentración de cálculo que puede ser o no la concentración real, incluso puede trabajar con los valores de actividad. En estos casos es muy importante un correcto tratamiento de los resultados, acorde a la forma de ingreso de los datos.

La ecuación que relaciona la concentración con la actividad es la siguiente:

$$C = \frac{A}{Vol.\,\theta_t\, R}$$

con A actividad total [Bq].
Vol volumen donde se reparte dicha actividad [m^3].
θ_t porosidad total.

Si se trata de calcular la concentración de ingreso a la región, el volumen es el volumen total del residuo. Cuando los parámetros que intervienen en la transformación de actividad son constantes en el dominio del modelo, pueden ingresarse al modelo los valores de actividad. En este caso el resultado del modelo es una actividad, y para calcular la concentración en el nodo, se parte de la “concentración” [Bq] que da el modelo en los nodos de interés, y se calcula como:

$$C = \frac{\varsigma}{Nfu\ Vol_n\ \theta_t\ R} \qquad \textbf{(9)}$$

con C concentración en el nodo [Bq/m^3].
Vol_n volumen del nodo [m^3].
Nfu número de nodos fuente.
ς Valor de concentración dado por el modelo.

I.2. SOLUCIÓN NUMÉRICA EN DIFERENCIAS FINITAS

I.2.1. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión

En esta sección se desarrolla la ecuación (1) para luego llevarla a una ecuación en diferencias finitas.

Desarrollando el primer término de la ecuación:

$$\nabla(\overline{D}\,\nabla C) = \nabla(\overline{D}\,(\frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{i} + \frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{j} + \frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{k}\,))$$

el producto es:

$$\begin{vmatrix} D_{xx} & 0 & 0 \\ 0 & D_{yy} & 0 \\ 0 & 0 & D_{zz} \end{vmatrix} \begin{vmatrix} \frac{\partial C}{\partial x} \\ \frac{\partial C}{\partial y} \\ \frac{\partial C}{\partial z} \end{vmatrix} = D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{i} + D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}\,\breve{j} + D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}\,\breve{k}$$

aplicando el operador nabla:

$$\nabla\,(D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{i} + D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}\,\breve{j} + D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}\,\breve{k}) = \frac{\partial}{\partial x}(D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y}(D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z})$$

y desarrollando el término advectivo de la ecuación (1):

$$\overline{V}.\nabla C = (V_x\,\breve{i} + V_y\,\breve{j} + V_z\,\breve{k}).(\frac{\partial C}{\partial x}\,\breve{i} + \frac{\partial C}{\partial y}\,\breve{j} + \frac{\partial C}{\partial z}\,\breve{k}) = (V_x\frac{\partial C}{\partial x} + V_y\frac{\partial C}{\partial y} + V_z\frac{\partial C}{\partial z})$$

incorporando los dos términos a la ecuación (1) se llega a la siguiente:

$$R.\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}(D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y}(D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z})\;\; V_x\frac{\partial C}{\partial x} - V_y\frac{\partial C}{\partial y} - V_z\frac{\partial C}{\partial z}\;\; R.\lambda.C \pm F \qquad \textbf{(10)}$$

I.2.2. Método de las diferencias finitas

La ecuación diferencial (10) se resolvió mediante el método de diferencias finitas. Este método consiste en discretizar la ecuación reemplazando las derivadas parciales por términos en diferencias.

I.2.2.1. Transformación de derivadas en diferencias finitas

En este manual no se detallaran todas las deducciones realizadas para llegar a los términos en diferencias, sin embargo se considera de utilidad mostrar como mediante un desarrollo en series de Taylor se puede llegar a encontrar un término en diferencias y su error asociado. Dada una función A(x), se desarrolla alrededor del punto x_{i-1}

$$A(x_{i-1}) = A(x) + \frac{\partial A(x)}{\partial x}(x_{i-1} - x) + \frac{\partial^2 A(x)}{\partial x^2}\frac{(x_{i-1} - x)^2}{2!} + \frac{\partial^3 A(x)}{\partial x^3}\frac{(x_{i-1} - x)^3}{3!} + ...$$

si hacemos a= x_i, y adoptando un delta x constante igual a

$$\Delta x = (x_{i+1} - x_i) = (x_i - x_{i-1}) = ...$$

entonces nos queda:

$$A(x_{i-1}) = A(x) + \frac{\partial A(x)}{\partial x}(-\Delta x) + \frac{\partial^2 A(x)}{\partial x^2}\frac{(\Delta x)^2}{2!} + \frac{\partial^3 A(x)}{\partial x^3}\frac{(-\Delta x)^3}{3!} + ...$$

entonces, despejando de la ecuación anterior el valor de la derivada y llamando a $A(x_i) = A_i$

$$\frac{\partial A}{\partial x}\Big|_i = \frac{A_i - A_{i-1}}{\Delta x} + \frac{\partial^2 A}{\partial x^2}\frac{\Delta x}{2!} - \frac{\partial^3 A}{\partial x^3}\frac{\Delta x^2}{3!} + ...$$

en esta ecuación se aprecia que la derivada de A respecto de x en el punto i puede aproximarse al primer término del segundo miembro siempre que Δx sea pequeño, y también podemos estimar el error de esta aproximación ε

$$\varepsilon = \frac{\partial^2 A}{\partial x^2}\frac{\Delta x}{2!} - \frac{\partial^3 A}{\partial x^3}\frac{\Delta x^2}{3!} + ...$$

Se puede observar que el error es del orden de magnitud de Δx, esto se conoce como una aproximación de primer orden. Para las derivadas segundas centradas, el error es del orden de Δx^2, y como Δx es un valor pequeño, entonces el error es menor que para la derivada primera.

I.2.2.2. Método de Euler para la derivada temporal

La derivada temporal fue discretizada mediante el método de Euler que transforma la derivada temporal en una diferencia como la que sigue:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = f(C) \quad \textit{se transforma en} \quad \frac{C_{i,j,k}^{t+1} - C_{i,j,k}^{t}}{\Delta t} = f^t(C) \qquad \textbf{(11)}$$

La función *f* , que representa el segundo miembro de la ecuación (10), se calcula en el nivel temporal t, por lo que puede calcularse “a priori”, obteniendo C^{t+1} explícitamente.

I.2.2.3. Derivadas espaciales

Las derivadas primeras fueron reemplazadas por diferencias aguas arriba

$$\frac{\partial C}{\partial x} = \frac{C_{i,j,k}^{t} - C_{i-1,j,k}^{t}}{\Delta x}, \quad \frac{\partial C}{\partial y} = \frac{C_{i,j,k}^{t} - C_{i,j-1,k}^{t}}{\Delta y}, \quad \frac{\partial C}{\partial z} = \frac{C_{i,j,k}^{t} - C_{i,j,k-1}^{t}}{\Delta y} \qquad \textbf{(12)}$$

Las derivadas segundas se trataron sacando los coeficientes fuera de la derivada, como si fuesen constantes también se aplicó a los términos en Y y Z.

$$\frac{\partial}{\partial x}\left(D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}\right) \approx D_{xx}\frac{\partial^2 C}{\partial x^2}$$

Del desarrollo en series de Taylor en un punto i, y calculando la función en i - 1 e i + 1, se pueden eliminar por resta directa, las derivadas primeras (que aparecen con signo cambiado) y llegar a esta expresión de la derivada segunda:

$$D_{xx}\frac{\partial^2 C}{\partial x^2} = D_{xx}\frac{C_{i+1,j,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k}}{\Delta x^2} \qquad \textbf{(13)}$$

$$D_{yy}\frac{\partial^2 C}{\partial y^2} = D_{yy}\frac{C^t_{i,j+1,k} - 2\,C^t_{i,j,k} + C^t_{i,j-1,k}}{\Delta y^2} \qquad \textbf{(14)}$$

$$D_{zz}\frac{\partial^2 C}{\partial z^2} = D_{zz}\frac{C^t_{i,j,k+1} - 2\,C^t_{i,j,k} + C^t_{i,j,k-1}}{\Delta z^2} \qquad \textbf{(15)}$$

I.2.3. Ecuación en diferencias finitas

Con las diferencias para cada derivada se está en condiciones de reemplazar en la ecuación (10) cada una de las derivadas parciales. Como la ecuación es explícita, solo se colocará el supra índice que indica el nivel temporal t + 1, omitiéndose el correspondiente al nivel temporal t.

$$R\frac{C^{t+1}_{i,j,k} - C_{i,j,k}}{\Delta t} = D_{xx_{i,j,k}}\frac{C_{i+1,j,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k}}{\Delta x^2} + D_{yy_{i,j,k}}\frac{C_{i,j+1,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i,j-1,k}}{\Delta y^2}$$

$$+ D_{zz_{i,j,k}}\frac{C_{i,j,k+1} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i,j,k-1}}{\Delta z^2} - V_{x_{i,j,k}}\frac{C_{i,j,k} - C_{i-1,j,k}}{\Delta x} - V_{y_{i,j,k}}\frac{C_{i,j,k} - C_{i,j-1,k}}{\Delta y} -$$

$$- V_{z_{i,j,k}}\frac{C_{i,j,k} - C_{i,j,k-1}}{\Delta z} - R\lambda . C_{i,j,k} \pm F$$

Los puntos en donde se aplica la ecuación y los nodos asociados se pueden visualizar en el gráfico siguiente:

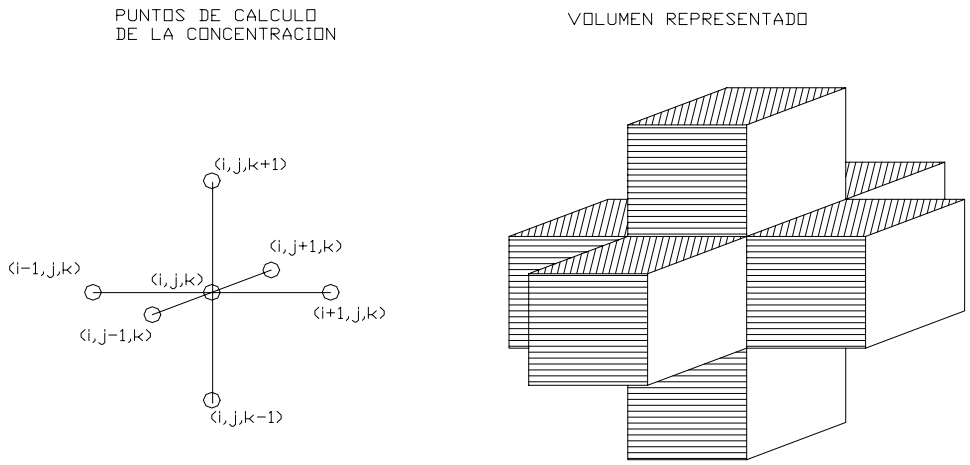


Gráfico 1

Para trabajar de manera más ordenada se definen las siguientes variables adimensionales:

$$D'_{xx} = \frac{D_{xx}.\Delta t}{R.\Delta x^2}, \qquad D'_{yy} = \frac{D_{yy}.\Delta t}{R.\Delta y^2}, \qquad D'_{zz} = \frac{D_{zz}.\Delta t}{R.\Delta x^2}$$

$$V'_x = \frac{V_x.\Delta t}{R.\Delta x}, \qquad V'_y = \frac{V_y.\Delta t}{R.\Delta y}, \qquad V'_z = \frac{V_z.\Delta t}{R.\Delta x}, \qquad \lambda' = \lambda.\Delta t \qquad \textbf{(16)}$$

Al dividir la ecuación por R, multiplicar por Δt y despejar C^{t+1} , y aplicando las variables recién definidas se obtiene:

$$C_{i,j,k}^{t+1} = C_{i,j,k}\,(1 - 2\,D'_{xx_{i,j,k}} - 2\,D'_{yy_{i,j,k}} - 2\,D'_{zz_{i,j,k}} - V'_{x_{i,j,k}} - V'_{y_{i,j,k}} - V'_{z_{i,j,k}} - \lambda') +$$

$$+ C_{i+1,j,k}\,D'_{xx_{i,j,k}} + C_{i-1,j,k}\,(D'_{yy_{i,j,k}} + V'_{x_{i,j,k}}) + C_{i,j,k}\,D'_{yy_{i,j,k}} + C_{i,j-1,k}\,(D'_{yy_{i,j,k}} + V'_{y_{i,j,k}}) +$$

$$+ C_{i,j,k+1}\,D'_{zz_{i,j,k}} + C_{i,j,k-1}\,(D'_{zz_{i,j,k}} + V'_{z_{i,j,k}}) \qquad \textbf{(17)}$$

puede notarse que en la última expresión se ha omitido el término fuente-sumidero, que se manejará por medio de una subrutina independiente, según el tipo de fuente que se quiera simular.

Finalmente definimos siete coeficientes K0 a K6 que son los que multiplican a cada una de las concentraciones que aparecen en la ecuación. Los mismos son constantes en el tiempo y salvo para algunos casos particulares en que se modifica el Δt, se calculan al inicio del programa y se utilizan durante toda la simulación.

$$K0=1-2D'_{xx_{i,j,k}}-2D'_{yy_{i,j,k}}-2D'_{zz_{i,j,k}}-V'_{x_{i,j,k}}-V'_{y_{i,j,k}}-V'_{z_{i,j,k}}-\lambda'$$

$$K1=D'_{xx_{i,j,k}}+V'_{x_{i,j,k}} \qquad K2=D'_{xx_{i,j,k}}$$

$$K3=D'_{yy_{i,j,k}}+V'_{y_{i,j,k}} \qquad K4=D'_{yy_{i,j,k}}$$

$$K5=D'_{zz_{i,j,k}}+V'_{z_{i,j,k}} \qquad K6=D'_{zz_{i,j,k}} \qquad \textbf{(18)}$$

con estos coeficientes la ecuación (17) se transforma en:

$$C_{i,j,k}^{t+1}=C_{i,j,k}K0+C_{i-1,j,k}K1+C_{i+1,j,k}K2+C_{i,j-1,k}K3+C_{i,j+1,k}K4+C_{i,j,k-1}K5+C_{i,j,k+1}K6 \qquad \textbf{(19)}$$

esta es la ecuación que se utilizará en el programa, para lo cual se calcularán los coeficientes K0 a K6 para cada nodo.

I. 2.4. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión para la versión 25

En esta sección se modifica la ecuación (1) teniendo en cuenta que la geometría está formada por estratos horizontales de similares características, con variación en la dirección Z. Las velocidades y los coeficientes de dispersión son constantes para cada plano horizontal.

$$R\frac{\partial C}{\partial t}=D_{xx}\frac{\partial^2 C}{\partial x^2}+D_{yy}\frac{\partial^2 C}{\partial y^2}+\frac{\partial}{\partial z}\left(D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}\right)-V_x\frac{\partial C}{\partial x}-V_y\frac{\partial C}{\partial x}-V_z\frac{\partial C}{\partial x}\ R.\lambda.C\pm F \qquad \textbf{(20)}$$

I. 2.4.1. Derivada temporal

La derivada temporal no varia con respecto a la versión 24, ya que solo se modificó la condición geométrica. Se utiliza la ecuación (11).

I. 2.4.2. Derivadas espaciales

Al igual que para la versión 24, las derivadas primeras de los términos advectivos fueron reemplazadas por diferencias aguas arriba

$$\frac{\partial C}{\partial x}=\frac{C_{i,j,k}-C_{i-1,j,k}}{\Delta x}\ , \qquad \frac{\partial C}{\partial y}=\frac{C_{i,j,k}-C_{i,j-1,k}}{\Delta y}\ , \qquad \frac{\partial C}{\partial z}=\frac{C_{i,j,k}-C_{i,j,k-1}}{\Delta z}$$

Las derivadas segundas de los términos dispersivos, se reemplazaron por diferencias centradas que surgen del desarrollo en series de Taylor:

$$D_{xx}\frac{\partial^2 C}{\partial x^2} = D_{xx_k}\frac{(C_{i+1,j,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k})}{\Delta x^2}$$

$$D_{yy}\frac{\partial^2 C}{\partial y^2} = D_{yy_k}\frac{(C_{i,j+1,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i,j-1,k})}{\Delta y^2}$$

y para el sentido Z se adoptó la siguiente hipótesis:

$$\frac{\partial}{\partial z}(D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}) \approx D_{zz}\frac{\partial^2 C}{\partial z^2}\;\; D_{zz}\frac{\partial^2 C}{\partial z^2} = D_{zz}\frac{C^{t}_{i,j,k+1} - 2\,C^{t}_{i,j,k} + C^{t}_{i,j,k-1}}{\Delta z^2}$$

I. 2.4.3. Ecuación en diferencias finitas para la versión 25

Con las diferencias adoptadas en el nuevo esquema se llega a la ecuación siguiente:

$$R\;\frac{C^{t+1}_{i,j,k} - C_{i,j,k}}{\Delta t} = \frac{D_{xx_k}(C_{i+1,j,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k})}{\Delta x^2} + \frac{D_{yy_k}(C_{i,j+1,k} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i,j-1,k})}{\Delta y^2} +$$

$$+\frac{D_{zz_k}(C_{i,j,k+1} - 2\,C_{i,j,k} + C_{i,j,k-1})}{\Delta z^2}\;\; V_{x_k}\frac{C_{i,j,k} - C_{i-1,j,k}}{\Delta x} - V_{y_k}\frac{C_{i,j,k} - C_{i,j-1,k}}{\Delta y} -$$

$$-V_{z_k}\frac{C_{i,j,k} - C_{i,j,k-1}}{\Delta z} - R.\lambda.C \pm F \qquad \textbf{(21)}$$

utilizando las definiciones de las variables adimensionales dadas en la ecuación (16), dividiendo toda la ecuación por R, multiplicando por Δt y despejando C^{t+1} :

$$C^{t+1}_{i,j,k} = C_{i,j,k}(1 - 2\,D'_{xx_k} - 2\;D'_{yy_k} - 2\,D'_{zz_k} - V'_{x_k} - V'_{y_k} - V'_{z_k} - \lambda') + C_{i+1,j,k}\,D'_{xx_k} +$$

$$+C_{i-1,j,k}(D'_{xx_k} + V'_{x_k}) + C_{i,j+1,k}D'_{yy_k} + C_{i,j-1,k}(D'_{yy_k} + V'_{y_k}) + C_{i,j,k+1}D'_{zz_k} + C_{i,j,k-1}(D'_{zz_k} + V'_{z_k}) \qquad \textbf{(22)}$$

Finalmente se adaptan los siete coeficientes K0 a K6 de la ecuación original a la versión 25.

$$K0 = 1 - 2\,D'_{xx_k} - 2\,D'_{yy_k} - 2\,D'_{zz_k} - V'_{x_k} - V'_{y_k} - V'_{z_k} - \lambda'$$

$$K1 = D'_{xx_k} + V'_{x_k} \qquad K2 = D'_{xx_k}$$

$$K3 = D'_{yy_k} + V'_{y_k} \qquad K4 = D_{yy_k}$$

$$K5 = D'_{zz_k} + V'_{z_k} \qquad K6 = D'_{zz_k}$$

Esta versión del programa utiliza estos coeficientes con la ecuación (19).

I. 2.5. Difusión numérica

Realizando un complejo análisis matemático de la ecuación en diferencias utilizada por el modelo se pueden obtener los coeficientes de dispersión reales del mismo. Al hacerlo se observa que los mismos son diferentes, generalmente mayores, a los de la ecuación originalmente propuesta. A este fenómeno se lo conoce como Difusión o Dispersión Numérica.

El análisis efectuado no se transcribe en este informe, ya que es muy largo y tedioso, y no tiene interés desde el punto de vista del usuario. El procedimiento se basa [Menéndez, 1988] en reemplazar las diferencias de la ecuación discretizada por las expresiones que surgen del desarrollo en series de Taylor, sin despreciar los términos de segundo orden. Luego se reemplaza la derivada de segundo orden respecto del tiempo por una expresión que sólo depende de derivadas espaciales, se descartan las derivadas terceras y de orden mayor, y los términos de segundo orden (Δx^2, Δy^2, Δz^2, y Δt^2) obteniéndose una matriz de dispersión real, que incluye una componente física y otra numérica. Este análisis es sólo válido para coeficientes constantes y no puede desarrollarse para coeficientes variables. Los coeficientes encontrados son:

$$D_{xx}^R = D_{xx}(1 + \lambda\Delta t) + V_x \frac{\Delta x}{2} - \frac{V_x^2\,\Delta t}{2\,R}$$

este coeficiente multiplica en la ecuación a la derivada segunda de C respecto de x cuadrado, este valor, sin embargo, debe ser dividido nuevamente por el valor de R, que surge del primer miembro de la ecuación (1) y (20) con lo que el coeficiente de dispersión efectivo real es:

$$D_{xx}^R = \frac{D_{xx}}{R}(1 + \lambda\,\Delta t) + \frac{V_x}{R}\frac{\Delta x}{2} - \frac{V_x^2}{R^2}\frac{\Delta t}{2} \qquad \textbf{(23)}$$

y para los otros coeficientes:

$$D_{yy}^R = \frac{D_{yy}}{R}(1 + \lambda\,\Delta t) + \frac{V_y}{R}\frac{\Delta y}{2} - \frac{V_y^2}{R^2}\frac{\Delta t}{2} \qquad \textbf{(24)}$$

$$D_{zz}^R = \frac{D_{zz}}{R}(1 + \lambda\,\Delta t) + \frac{V_z}{R}\frac{\Delta z}{2} - \frac{V_z^2}{R^2}\frac{\Delta t}{2} \qquad \textbf{(25)}$$

Estos valores deberán ser positivos, con lo que obtenemos tres condiciones que limitan los valores de Δt, Δx, Δy, y Δz. En el punto siguiente se desarrollan éstas y otras restricciones a los intervalos de discretización.

Además de estos valores, se obtienen términos cruzados de origen totalmente numérico:

$$D_{xz}^R = D_{zx}^R = - \frac{V_x V_z}{R^2} \frac{\Delta t}{2}$$

$$D_{xy}^R = D_{yx}^R = - \frac{V_x V_y}{R^2} \frac{\Delta t}{2}$$

$$D_{zy}^R = D_{yz}^R = - \frac{V_z V_y}{R^2} \frac{\Delta t}{2}$$

Estos valores pueden reducirse a medida que disminuye Δt, pero no pueden anularse. Con este procedimiento también se obtienen las velocidades reales del modelo, cuyo valor efectivo (dividido por R es:

$$V_x^R = \frac{V_x (1 + \lambda \Delta t)}{R}, \qquad V_y^R = \frac{V_y (1 + \lambda \Delta t)}{R} \; y \qquad V_z^R = \frac{V_z (1 + \lambda \Delta t)}{R}$$

Estos valores deben tenerse en cuenta para el cumplimiento de las condiciones de estabilidad.

I. 2.6. Condiciones de estabilidad del esquema numérico

El esquema explícito requiere cumplir con ciertas condiciones que acotan los intervalos de discretización espaciales y temporales a fin de que no se produzcan inestabilidades en el cálculo, ya sea por crecimiento ilimitado de los errores de propagación o por oscilaciones de la solución. También debe tenerse en cuenta que reduciendo los intervalos de discretización se obtienen soluciones mas precisas.

Existen distintos criterios y métodos para encontrar los límites máximos de los intervalos, algunos de ellos, especialmente para la ecuación unidimensional, fueron ampliamente difundidos [Menéndez, 1988; Ferreri, 1993]. Aquí se han tomado algunos de estos, extrapolándose a tres dimensiones, y otros se desarrollaron especialmente con la ecuación del modelo.

I. 2.6.1. Coeficientes de Difusión positivos

Los coeficientes de dispersión efectivos del modelo están dados por las ecuaciones (23) a (25), estos valores pueden resultar negativos si el valor del incremento o paso de tiempo es muy grande. Para acotarlo se lo condiciona de la siguiente manera:

$$D_{xx}^R \geq 0 \,, \quad D_{yy}^R \geq 0 \quad y \quad D_{zz}^R \geq 0$$

despejando Δt se llega a:

$$\Delta t \leq \frac{2 D_{xx} R (1 + \lambda \Delta t)}{V_x^2} + \frac{\Delta x R}{V_x} \qquad \textbf{(26a)}$$

Se propone un valor del Δt y se verifica que cumpla con la condición, si no cumple debe iterarse con el valor de Δt obtenido. Para los coeficientes restantes se obtiene:

$$\Delta t \leq \frac{2 D_{yy} R (1 + \lambda \Delta t)}{V_y^2} + \frac{\Delta y R}{V_y} \quad y \quad \Delta t \leq \frac{2 D_{zz} R (1 + \lambda \Delta t)}{V_z^2} + \frac{\Delta z R}{V_z} \qquad \textbf{(26b), (26c)}$$

I. 2.6.2. Primera condición: criterio de Courant

Esta condición determina que el dominio de influencia de la solución analítica debe estar incluido en el de la solución numérica. En otras palabras, los intervalos de discretización definen una velocidad de transmisión de la información que es $\Delta x / \Delta t$, que debe ser mayor que la velocidad física de movimiento.

La condición de Courant para velocidad en una dirección es:

$$\Delta t \leq \frac{\Delta x}{V_x^R} \qquad \textbf{(27)}$$

Extrapolando la condición a tres dimensiones tenemos:

$$\Delta t \leq \frac{1}{\frac{V_x^R}{\Delta x} + \frac{V_y^R}{\Delta y} + \frac{V_z^R}{\Delta z}} \qquad \textbf{(28)}$$

I. 2.6.3. Segunda condición

Esta condición surge del análisis de convergencia de la ecuación de difusión en una dimensión, o también por el método de von Neuman (Menéndez 1988):

$$\Delta t \leq \frac{\Delta x^2}{2 D_{xx}^R} \qquad \textbf{(29)}$$

donde se debe utilizar el valor real de D_{xx}. Extrapolando esta condición a tres dimensiones:

$$\Delta t \leq \frac{1/2}{\frac{D_{xx}^R}{\Delta x^2} + \frac{D_{yy}^R}{\Delta y^2} + \frac{D_{zz}^R}{\Delta z^2}} \qquad \textbf{(30)}$$

Los coeficientes de difusión son los reales del modelo y dependen del Δt, esta ecuación también es iterativa. Deberá proponerse un valor de Δt y verificar que respete los límites, hasta lograr la convergencia.

I. 2.6.4. Tercera condición

Se limita el número de Peclet de la grilla, que debe ser menor que 2:

$$Pe = \frac{\Delta x V_x}{D_{xx}} \leq 2 \quad \Rightarrow \quad \Delta x \leq \frac{2 D_{xx}^R}{Vx^R} \qquad \textbf{(31)}$$

este es el primer condicionamiento sobre los intervalos espaciales, sin embargo reemplazando el coeficiente de dispersión por su valor real, podemos llevar este condicionamiento sobre Δt:

$$\Delta t \leq \frac{2 D_{xx} R}{V_x^2 + V_x \lambda R \Delta x - 2 D_{xx} R \lambda} \qquad \textbf{(32)}$$

donde los coeficientes de esta ecuación son los teóricos del modelo. Estas condiciones también deben cumplirse en los sentidos Y y Z.

I. 2.6.5. Método de acotamiento

Este criterio limita el crecimiento de la solución. Partiendo de la ecuación (17), se acota el valor de C^{t+1} en función de C^t de la siguiente manera:

$$\left| C_{i,j,k}^{t+1} \right| \leq (K0 + K1 + K2 + K3 + K4 + K5 + K6) \max \left| C_{i,j,k}^{t} \right| \forall_{i,j,k} \qquad \textbf{(33)}$$

Se acotan los coeficientes de cálculo para cumplir la desigualdad, como consecuencia se obtiene un criterio muy restrictivo. Los intervalos de discretización obtenidos, no son límites estrictos, sino que bajo ciertas condiciones se pueden realizar simulaciones con intervalos mayores, siempre que cumplan con las condiciones restantes. Por este motivo este criterio no se ha incluido entre las condiciones de estabilidad del programa.

La ecuación (33) se cumple si

$$(K0 + K1 + K2 + K3 + K4 + K5 + K6) \leq 1$$

incorporando los valores de K y trabajando con la ecuación se llega a la siguiente condición:

$$\Delta t \leq \frac{1}{\frac{2}{R}\left(\frac{D_{xx}}{\Delta x^2} + \frac{D_{yy}}{\Delta y^2} + \frac{D_{zz}}{\Delta z^2}\right) + \frac{V_x}{R\Delta x} + \frac{V_y}{R\Delta y} + \frac{V_z}{R\Delta z} + \lambda}$$

Se aprecia que esta ecuación abarca a las condiciones I. 2.6.2 y I. 2.6.3.

En el caso de campos variables, las ecuaciones deben cumplirse para cada nodo, por lo tanto, se debería calcular el Δt para cada nodo y adoptar el valor mínimo, o utilizar los valores mayores de velocidad y coeficientes de difusión.

I. 2.7. Geometría de la región y ejes de coordenadas

La geometría adoptada para el modelo es un paralepípedo como el del Gráfico 2. El eje Z está invertido, ya que marca la profundidad. La región está dividida en nodos que midenΔx, Δy, y Δz. Los nodos se indican en el sentido X con el índice “i” que varía entre 1 y “n”; en el sentido Y con el índice “j” que varía entre 1 y “m”; y en el sentido Z con el índice “k”, que varía entre 1 y “l”.

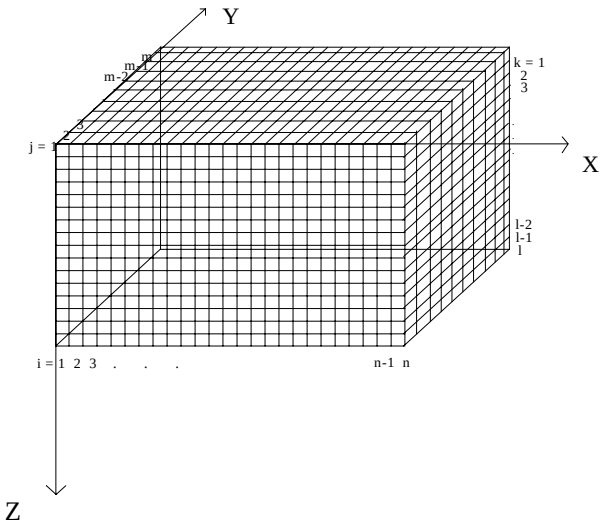


Gráfico 2

Para calcular la posición de un nodo se utilizan las siguientes ecuaciones:

$$x\,(i) = \Delta x\,(i - 0{,}5)$$

$$y\,(i) = \Delta x\,(j - 0{,}5)$$

$$z\,(i) = \Delta x\,(k - 0{,}5)$$

I 2.8. Condiciones de contorno

I. 2.8.1.Condiciones iniciales

Estas condiciones varían de acuerdo al término fuente elegido. Para el caso de concentración constante, el modelo asigna inicialmente concentración cero a toda la región, salvo a los nodos fuente, donde asigna el valor de la concentración inicial.

Para los casos de concentración exponencial decreciente, las concentraciones se manejan de forma adimensional, el modelo asigna valor unitario a los nodos fuente, y cero al resto.

Para los casos de lectura de archivo el modelo asigna valor nulo a todos los nodos, y luego va sumando los valores leídos del archivo, desde el paso inicial.

I. 2.8.2.Condiciones de borde

Para la materialización de las condiciones de borde se han creado seis planos adicionales en los límites de la región. Estos planos son ficticios, y sólo sirven para aplicar la ecuación en los nodos que se encuentran en la frontera de la región. Como ejemplo se presenta un corte X-Z, con sus nodos de borde.

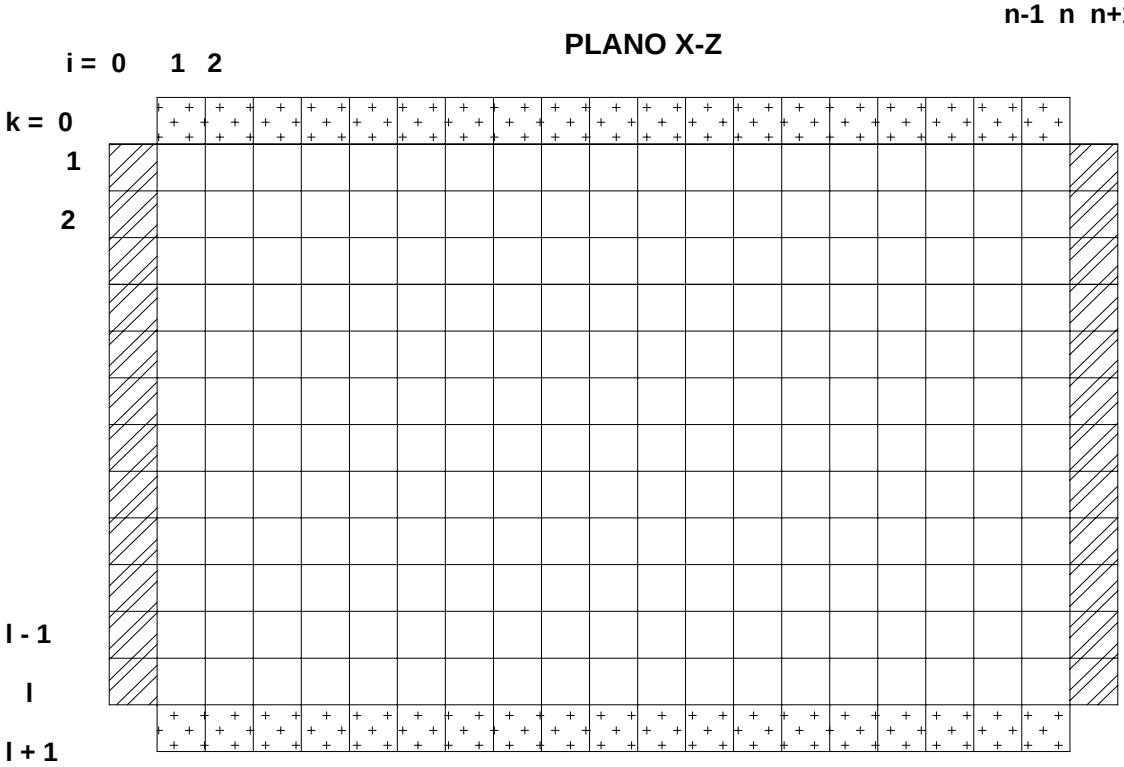


Figura 3

I.2.8.2.a. Condiciones “impermeables”

Ya se han descripto las condiciones de estos planos en el punto I. 1.7.2.a., a continuación se describe su implementación.

Para aplicar la ecuación en el plano k = 1, se ha creado el plano horizontal superior k = 0, para aplicarla en el plano k = “l”, se creó el plano “l”+1. La ecuación (7) muestra que la concentración no debe variar en el sentido vertical. Esto se concretó asignando al nodo auxiliar exterior (k = 0) la misma concentración que el nodo adyacente perteneciente a la región (k = 1). La ecuación del programa se expresa como:

$$C\,(i,j,0) = C\,(i,j,1)$$

para todos los valores de “i” y “j”.

Asimismo, para el plano inferior se utiliza la siguiente:

$$C\,(i,j,l+1) = C\,(i,j,l)$$

donde “l” es el número de nodos en la dirección vertical.

I. 2.8.2.b. Condiciones aguas arriba, aguas abajo y laterales

Se aplica la ecuación (8) a los nodos del borde, y al nodo auxiliar. Por ejemplo para la condición de borde del plano aguas arriba se aplica la ecuación en i = 0, en i = 1 y en i = 2, se tienen tres ecuaciones con tres incógnitas.

$$C(0,j,k) = A\,e^{\alpha\,0} = A \qquad C(1,j,k) = A\,e^{\alpha\,\Delta x}$$

$$C(2,j,k) = A\,e^{\alpha\,2\Delta x} \qquad \frac{C(1,j,k)}{C(2,j,k)} = e^{-\alpha\,\Delta x}$$

De las mismas se puede calcular el valor en el nodo auxiliar C(0, j, k):

$$C\,(0,j,k) = \frac{C\,(1,j,k)^2}{C\,(2,j,k)}$$

como los valores de la concentración varían paso a paso, este cálculo debe efectuarse cada paso de tiempo para poder aplicar las ecuaciones en el paso siguiente.

El mismo procedimiento se repite para el nodo n+1:

$$C\,(n+1,j,k) = \frac{C\,(n,j,k)^2}{C\,(n-1,j,k)}$$

donde n es el número de nodos en la dirección X. Efectuando la misma operación con los bordes laterales se obtienen las siguientes ecuaciones

$$C\,(i,0,k) = \frac{C\,(i,1,k)^2}{C\,(i,2,k)} \qquad y \qquad C\,(i,m+1,k) = \frac{C\,(i,m,k)^2}{C\,(i,m-1,k)}$$

donde m es el número de nodos en la dirección Y.

I. 3. IMPLEMENTACIÓN COMPUTACIONAL

El programa se realizó en lenguaje BASIC y está compuesto por un módulo principal y subrutinas con funciones específicas. En esta sección se explicará como está articulado el modelo, la función del módulo principal y las subrutinas, los archivos de ingreso y salida de datos, la descripción de las variables.

Para una mejor comprensión de esta sección puede consultarse el listado de variables (punto I.3.5).

I . 3.1. Módulo principal del programa

En el módulo principal se encuentra la base de las operaciones del modelo. Aquí se agrupan tareas de diferente índole que se han ordenado de la mejor manera posible, aunque en algunas casos quedaron secuencias alternadas de diferentes procesos. Para mantener esta información ordenada se agregaron referencias, en el listado del programa, sobre la función específica de cada acción o proceso del programa.

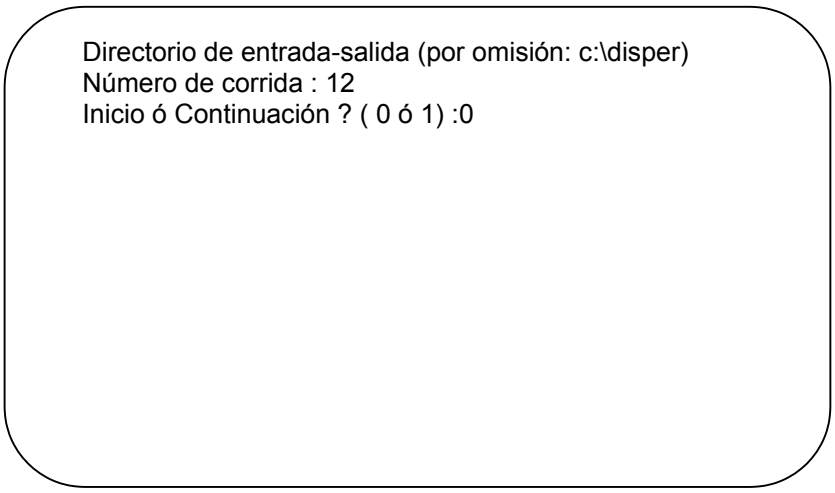
Con respecto a la variación de los parámetros en el espacio, en las dos versiones del modelo (24 y 25) existe la opción de tomar todos los parámetros uniformes. En este caso, se indica el valor de cada parámetro una vez, y el modelo utiliza el mismo en todos los nodos, evitando la repetición del número nodo a nodo en el archivo de ingreso de datos.

El programa contiene, en primer lugar, una selección de datos por pantalla (Pantalla 1), que consisten en:

- el directorio de entrada y salida de datos,

- el número de la corrida (entre 0 y 99), que sirve para identificar los archivos de ingreso y salida de datos,

- indicador de inicio o continuación de la simulación, valor que se ha agregado para permitir la interrupción de una ejecución, y su finalización posterior, ya que por las características del modelo estas pueden llegar a tener una larga duración.



Pantalla 1

En segundo lugar efectúa la lectura de variables de los archivos de datos, el número de corrida se guarda en la variable "*ha*", y los archivos de datos se denominan "gridat*ha*.txt" y "geodat*ha*.txt".

Las condiciones de estabilidad, ecuaciones (28, 30, 31 y 32) se han incluido en el código, y se reduce el incremento de tiempo si el valor propuesto por el usuario no cumple con las mismas. Esta modificación es notificada al usuario junto con el nuevo valor del intervalo temporal mediante un mensaje en pantalla (puede verse en la Pantalla 3 que se explica más adelante). La difusión numérica es tenida en cuenta en el cálculo de las condiciones de estabilidad y se ajusta automáticamente al valor propuesto. Si la difusión numérica fuera mayor que el valor propuesto por el usuario, entonces se asigna un valor nulo, y el cálculo se realiza con el valor de la difusión numérica mínima. En estos casos para mejorar la misma, el usuario debe actuar sobre la discretización espacial.

Una vez que adopta el incremento de tiempo y las difusividades definitivas, el programa calcula los coeficientes K0 a K6, de la versión correspondiente. Luego abre el archivo para lectura de la fuente, si corresponde, y los archivos de salida. Antes de iniciar el proceso de cálculo, presenta un informe en pantalla (Pantalla 2 o Pantalla 3). En el mismo se visualiza el número de corrida, el avance del modelo, la hora de inicio del cálculo, y si hubo modificaciones en el paso de tiempo del modelo.

```
Se puede detener el programa presionando F9

DRAF 3D  Versión 2.4 (24)       Corrida Nro.  4

  Tiempo real :        5 a          Hora Inicio : 12:53:18

  Tiempo de finalización  100

  Se grabaron  0  archivos
```

Pantalla 2

Un ejemplo de modificaciones en el paso de tiempo se observa en la pantalla 3, que se ha elaborado con la versión 25.

```
Se puede detener el programa presionando F9

          DRAF 3D  Versión 2.5  (25)    Corrida Nro.  3

  Tiempo real :        7 a          Hora Inicio : 22:40:47

  Tiempo de finalización  100

  Se grabaron  0  archivos


El intervalo temporal propuesto no cumple con las
condiciones de estabilidad se utilizará el valor
Atr =  102 d.
```

Pantalla 3

El cálculo continúa hasta que se alcanza el tiempo de finalización de la corrida o es interrumpido manualmente por el operador. Los procesos adicionales llevados a cabo por el programa son:

- el cálculo del término fuente

- el cálculos de concentración en los nodos de borde

- la impresión de resultados.

La versión 24 del programa ofrece cuatro tipos de salida en archivos de texto:

1. Concentración en todo el dominio con una frecuencia determinada por el usuario (cada B años).

2. Concentración máxima en el dominio para cada año y su posición.

3. Concentración en función del tiempo en uno o más nodos de observación.

4. Concentración máxima en los nodos de observación y tiempo en el que se produjo. Este valor es buscado por el programa mientras se va ejecutando, y se ha preparado para inyecciones continuas o exponenciales, por lo que toma el primer máximo. Entonces, si se trata de una distribución de actividades en forma aleatoria se recomienda utilizar la salida tipo 3 para encontrar los máximos.

En la versión 25 se ha eliminado el segundo tipo de salida, ya que se estima que no es un archivo de suma utilidad, en relación a los recursos computacionales que insume.

I. 3.2. Subrutinas

Las subrutinas del modelo, para la versión 24 son las siguientes:

- Inicia
- Fuente
- Fuente2
- Fuente3
- Bordes
- Imprime
- Imprime2
- Imprime3
- Imprime4
- Final

• Inicia

Esta subrutina asigna los valores de concentración inicial a los nodos de la región simulada. En caso que la simulación sea una continuación, las lee del archivo “3sal*ha*.fin”, mientras que si es el inicio asigna valor unitario a los nodos fuente para las opciones exponenciales del término fuente **(I.1.6.2 y I.1.6.3.)**.

• **Fuente**

Asigna los valores de concentración a los nodos fuente para las opciones 1 a 3 (I.1.6.1 a I.1.6.3) del mismo. Es llamada, entre los tiempos Δt y Tlim. Esta subrutina funciona de modo adimensional: para los casos exponenciales calcula los valores de Jfu con la ecuación correspondiente (ver I.1.6.2. y I.1.6.3) y lo adiciona a los nodos fuente con la ecuación (5); para el caso de concentración constante iguala el valor de la concentración de los nodos a la concentración inicial, ecuación (4).

• **Fuente2**

Asigna los valores de concentración en la opción 4 del término fuente: concentración definida en archivo. En este caso se debe designar el nombre del archivo de datos (sin extensión), que es un archivo en modo texto y debe encontrarse en el directorio de entrada-salida. Su nombre puede ser cualquiera con extensión "txt". El archivo tiene dos valores por fila, el año de ingreso de la concentración o actividad, y el valor de la misma, ambos deben estar separados por una tabulación:

t1& Jfu!

El programa lee del archivo de datos el valor de concentración (Jfu!) y el año de ingreso (t1&), cuando el año de simulación es igual a t1&, se adiciona a los nodos fuente el valor de Jfu!, y se lee la siguiente línea del archivo de datos.

Se recomienda utilizar valores de Δt que sean divisores de 365 días (por ejemplo 1; 5; 73 ó 365 días) con este término fuente. Si esto no ocurre el programa funciona de todos modos, pero adiciona el valor de Jfu! una vez superado el año de ingreso, obteniéndose menor precisión en los cálculos. Por ejemplo si se asigna un Δt de 100 días, el valor correspondiente al año 2 se sumará a los 400 días, en vez de a los 365 días.

• **Fuente3**

Asigna los valores de concentración en la opción 5 del término fuente: flujo definido en archivo. Se debe designar el nombre del archivo, que tiene el mismo formato del caso anterior, salvo que el valor de Jfu! es el flujo de actividad, expresado en unidades de actividad por año.

Existen dos casos diferentes: si Δt es menor que un año el flujo de actividad se adiciona a los nodos fuente una vez por año. En el caso que Δt sea mayor que un año, el flujo anual se suma cada paso de tiempo, multiplicándose por el número de años involucrados. La ecuación utilizada es:

$$C(i,j,k) = C(i,j,k) + \frac{Jfu}{R\,\theta_t\,Vol}\,ENT\,(\Delta t/365)$$

donde ENT(x) es la parte entera de x.

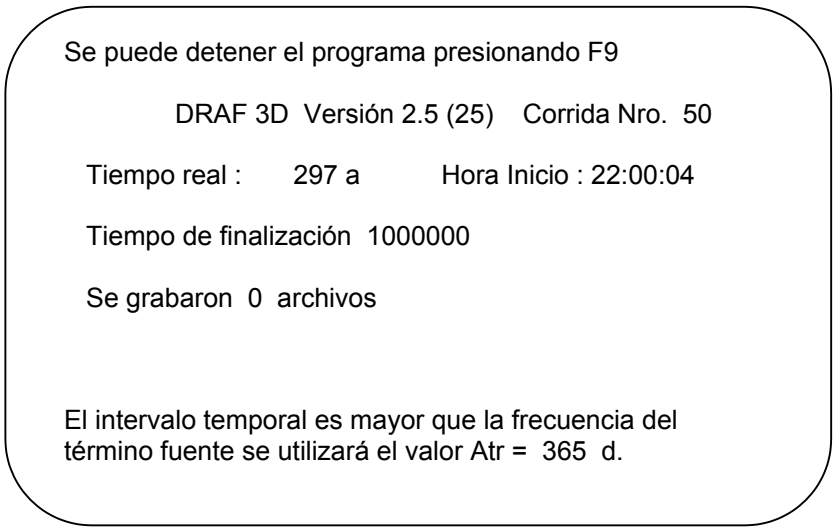
Si el paso de tiempo es un número no entero de años se produce un error importante, como apreciarse en la ecuación. Por lo tanto se recomienda utilizar un número entero de años.

Este tipo de fuente en la **versión 24** tiene la limitación que el incremento de tiempo no puede ser superior a la frecuencia mínima del término fuente.

Para la **versión 25** esta subrutina es algo diferente, y permite utilizar intervalos temporales mayores que la frecuencia del término fuente. Esta opción se ha creado para casos con un

semiperíodo de desintegración largo, y que el término fuente varía de manera importante inicialmente y luego lo hace más lentamente. De este modo se puede analizar detalladamente el término fuente en los primeros años y aumentar el Δt para reducir la duración de la ejecución del modelo.

El modelo comienza utilizando un intervalo temporal igual a la frecuencia de variación del término fuente, cuando esta frecuencia aumenta, el incremento de tiempo aumenta con la misma, hasta alcanzar el valor propuesto inicialmente o el máximo que genera condiciones estables. Cuando se modifica el intervalo temporal se indica mediante un mensaje en pantalla como el de la pantalla siguiente:



Pantalla 4

En el ejemplo 1 de la versión 25 se presenta este caso concreto.

• Bordes

Esta subrutina es llamada cada Δt y calcula las concentraciones en los bordes, para el paso de tiempo siguiente. Tiene las condiciones de bordes propias para cada plano, descriptas en el punto **I. 2.8.2.**.

• Imprime

Genera los archivos "3sal*ha.fa* ", donde guarda la concentración de toda la región para un tiempo fijo, *fa* es el número de archivo consecutivo guardado, y varía entre 1 y Tlim/B.

• Imprime2

Genera los archivos de concentración en los nodos de observación en función del tiempo: "3salt*ha.i*", donde guarda la concentración de cada nodo elegido con frecuencia anual. El valor de i es el número de nodo de observación y varía entre 1 y Nos%.

• Imprime3

Guarda en un archivo los valores máximos de concentración de los nodos de observación. El archivo "3cmax*ha*.txt" guarda la posición, año en que se produjo, y concentración máxima de cada nodo elegido. Este proceso toma sólo el primer máximo, en caso de preverse una salida con varios máximos debe analizarse la salida de concentración en función del tiempo de ese nodo.

• Imprime4

Genera un archivo donde se guarda para cada año, el valor máximo de la concentración en toda la región y su posición, llamado “3traza*ha*.txt”.

• Final

Genera la ultima impresión del archivo de concentración en toda la región con nombre “3sal*ha*.fin”.

Para la **versión 25** se ha quitado la subrutina “**Imprime4**", por las razones expresadas anteriormente y se agregó la siguiente:

• Adimen

Esta rutina calcula los coeficientes K0 a K6, estos dependen del intervalo temporal, que puede variar en esta versión. En la versión 24 estos coeficientes se calculan por única vez al principio del programa, mientras que en la versión 25 deben actualizarse cada vez que el Δt es modificado por el cambio de frecuencia del término fuente.

I. 3.3. Archivos de entrada-salida

I. 3.3.1. Archivos de entrada

Los datos del programa se toman de dos archivos en modo texto. El archivo “gridat*ha.*txt” contiene las características de discretización de la región y la elección de las opciones de salida, el archivo “geodat*ha*.txt” incluye los parámetros físico-químicos que son: los hidrogeológicos, los geoquímicos y los del elemento radiactivo.

Nota: Los datos del archivo deben estar separados por la tecla retorno, y/o por tabulaciones. Para crear los archivos se puede utilizar un editor de DOS o en Windows 95 el “C:\windows\command\edit.com”, donde las tabulaciones son las mismas. También se puede extraer los datos de una planilla de cálculo a modo texto, ya que normalmente respetan las tabulaciones de DOS. En cambio el programa “Block de Notas” o “notepad.exe” no puede usarse, ya que no respeta dicha tabulación y el programa no toma los datos adecuadamente.

Para mayor claridad pueden consultarse los ejemplos de punto I. 4. “Ejemplos de Aplicación”

I. 3.3.1.a. Archivo “Gridat”

A continuación se presentan los parámetros que deben especificarse en el archivo:

n	m	l	Número de nodos en X, Y, Z.
A.x	A.y	A.z	ΔX, ΔY, ΔZ: intervalos de discretización [m].
Atr			Δt: incremento de tiempo [d]
Tlim			tiempo de finalización de la simulación [a].
iso			Indicador del tipo de salida en función de la posición:
			0: no genera salida.
			1: genera salidas de concentración en cada nodo cada B intervalos de tiempo.
			2: genera una salida con la concentración máxima de cada año y su posición.
			3: genera las salidas descriptas en 1 y 2 simultáneamente.

Si “iso” es 1 ó 3 entonces se pide B

● B	es el intervalo en años entre la generación de salidas tipo 2.
ipo	Indicador de salida de concentración en nodos de observación: 0: no genera salida de este tipo. 1: genera un archivo con la concentración máxima en los nodos de observación. 2: genera el archivo descripto en 1 y también archivos de concentración en función del tiempo en los nodos de observación.

Si el valor de “ipo” es 1 ó 2 se piden las siguientes variables:

● Nos%	número de nodos de observación.
● h.x, h.y, h.z	posiciones (i, j, k) de dichos nodos de 1 a Nos%.

el archivo continúa con:

Nfu%	número de nodos fuente.
f.x f.y f.z	posiciones (i, j, k) de los nodos fuente de 1 a Nfu%.
ifu	variación del término fuente en función del tiempo. 1: concentración exponencial decreciente con semiperíodo de decaimiento igual al radiactivo. 2: concentración exponencial decreciente con semiperíodo de decaimiento diferente al radiactivo. 3: concentración constante. 4: concentración definida en archivo. 5: flujo definido en archivo.

Para la **versión 25**, archivo Gridat el valor de “iso” solo admite los valores 0 y 1 ya que no existe la subrutina **Imprime4**. Para utilizar los mismos archivos para ambas versiones se adaptó el programa de modo que cuando en esta versión el valor es 2 ó 3, el programa adopta el valor 1.

I. 3.3.1.b. Archivo “Geodat”

A continuación se presentan los parámetros que deben especificarse en este archivo:

vel	código que define el campo de velocidades: 0: campo variable, la velocidad debe especificarse nodo a nodo. 1: campo uniforme de velocidades: se especifica un solo valor para todos los nodos.
T Ar$	semiperíodo de desintegración radiactivo y unidad de tiempo en la que se lo expresa: a: año; d: día; m: minuto; s: segundo.
R	coeficiente de retardo
poro	porosidad total del suelo, no es usado por el programa para el cálculo de concentraciones.

Para los casos en que “ifu” (variación del término fuente) sea 1, 2, ó 3 se piden las siguientes variables:

● Jini	concentración inicial o flujo de contaminante inicial [Bq {/m3}{/a}].
● Tlib	período de ingreso de contaminante en el acuífero [a].

Si ifu vale 1 adicionalmente a las variables mencionadas se pide:

- Tlmed — semiperíodo del término fuente [a].

mientras que si ifu vale 2 se pide:

- Tlix — semiperíodo del lixiviación [a].

Si ifu vale 4 ó 5 a cambio de Jini, Tlib y Tlix se debe colocar

- fuent$ — nombre del archivo donde se guarda la información del término fuente (sin extensión).

Dicho archivo debe contener la siguiente información:

- t1& Jfu! — t1& es el tiempo [a] en que se produce el ingreso al acuífero; y Jfu! la concentración o actividad ingresada [Bq {/m3}]. Esta línea se repite todas las veces que sea necesaria. El archivo debe terminar con t1&=0.

En todos los casos el archivo Geodat continúa con:

AlfL AlfT — α_L, α_T dispersividades longitudinal y transversal [m].

Si vel vale 1 (campo de velocidades uniforme) el archivo continúa con

Vx Vy Vz — Velocidades según x, y, z.

Si vel vale 0 (campo de velocidades variables) se colocan los mismos valores pero nodo a nodo. El lazo se construyó de la siguiente manera:

```
FOR i = 1 to n
    FOR j = 1 to m
        FOR k= 1 to l
        INPUT V(i, j, k).x, V(i, j, k).y, V(i, j, k).z
        NEXT
    NEXT
NEXT
```

Dicho de otro modo, se debe hacer variar primero el indice correspondiente al eje z, manteniendo los índices de x e y fijos (inicialmente iguales a 1), una vez que se llega al nodo (1, 1, “l”) se hace variar el índice “j” (1,2,1), se repite la variación en z hasta (1, 2, “l”), y así sucesivamente hasta (1, “m”, “l”). Finalmente se hace variar el índice “i”.

Para la **versión 25** tenemos la siguiente modificación al archivo Geodat:

Si vel vale 0 (campo de velocidades variables) se colocan los mismos valores pero estrato a estrato. El lazo se construyó de la siguiente manera:

```
FOR k= 1 to l
    INPUT V(k).x, V(k).y, V(k).z
NEXT
```

I. 3.3.2. Archivos de salida

A continuación se describen los formatos de los archivos de salida mencionados, los ejemplos de los archivos, se incluirán en el punto 4. “Ejemplos”.

• Concentración en la región modelada, archivos “3sal*ha*.*fa* ”.

En el primer renglón aparece el año con dos decimales, y luego las concentraciones con formato exponencial de ese instante en cada nodo.

Tr/365

C(1,1,1)

....

C(n, m, l)

el archivo se arma con el siguiente lazo:

```
FOR k = 1 to l
    FOR j = 1 to m
        FOR i= 1 to n
          PRINT C(i,j,k)
        NEXT
    NEXT
NEXT
```

Este mismo formato se utiliza para el archivo “3sal*ha*.fin”, salvo que el tiempo aparece con más cantidad de decimales.

• Concentración máxima para cada año y su posición, archivo “3traza*ha*.txt” (sólo para la versión 24).

En este archivo se guarda año a año la posición x, y, z del máximo, año y valor de la concentración máxima.

xo yo zo Tr/365 Cmax

....

xo yo zo Tlim/365 Cmax

• Concentración en función del tiempo en los nodos de observación, archivos “3salt*ha*.*i*”.

El archivo guarda directamente los valores de concentración año a año del nodo en cuestión, el que está identificado por la extensión “i”, que da el número del nodo de observación (en orden consecutivo)

C(h.x, h.y, h.z) para año 1

....

C(h.x, h.y, h.z) para año Tlim/365

• Concentración máxima en los nodos de observación, archivo “3cmax*ha*.txt”.

Este archivo tiene un renglón por nodo de observación como máximo, cuando el programa encuentra un máximo en un nodo de observación lo escribe en este archivo. Si algún nodo tiene concentración siempre creciente, entonces su línea correspondiente no aparecerá en el

archivo. La información por renglón es posición del nodo de observación, año y concentración máxima.

xp yp zp Tr/365 Cmax

I. 3.4. Notas sobre la aplicación

• Como las derivadas primeras se han reemplazado por diferencias aguas arriba (que se han implementado en el sentido positivo de cada eje), las velocidades deben estar orientadas preferentemente en el mismo sentido de los ejes de coordenadas.

• La condición de borde aguas arriba (dirección de la velocidad predominante) puede generar ciertas inestabilidades si los nodos fuente se ubican cerca de los mismos (según la velocidad y el tipo de término fuente). Se recomienda ubicar los nodos fuente alejados de dicho borde (generalmente a partir del nodo 5).

I. 3.5. Listado de Variables

Variable	Tipo (*)	Descripción
dir$	etiqueta	directorio de trabajo
ha	entero	número de corrida (1-99)
co	entero	código de inicio o continuación de la corrida (0 = inicio, 1 = continuación)
n	entero	número de nodos en la dirección X
m	entero	número de nodos en la dirección Y
l	entero	número de nodos en la dirección Z
A.x, A.y A.z	Mat	intervalo de discretización según X (Delta X), Y (Delta Y) y Z Delta Z [m]
Atr	simple	intervalo de discretización temporal [d], Delta t o paso de tiempo
Tlim	simple	tiempo al que se limita la corrida [a]
Iso **Versión24**	entero	código que define el tipo de salida requerido. 0 = no genera salida de C en función de la posición (X, Y, Z) 1 = salida C(x,y,z) cada B unidades de tiempo 2 = salida de Cmax en función de posición y tiempo 3 = salida tipo 1 y 2 simultáneamente
Iso **Versión25**	entero	código que define el tipo de salida requerido. 0 = no genera salida de C en función de la posición. 1, 2 ó 3 = salida C(x,y,z) cada B unidades de tiempo
B	simple	intervalo en años entre salidas tipo 1
ipo	entero	código que define las salidas generadas en los nodos de “observación” o “interés”: 0 = no genera salida en función del tiempo 1 = Guarda C máxima en nodos de observación 2 = Guarda C máxima y C(t) en nodos de interés
Nos%	entero	número de nodos de interés

(*) los tipos de variable son:

simple: variable de simple precisión
doble: variable de doble precisión
entero: número entero
etiqueta: variable de texto
entero largo: entero con mayor rango de variación
mat: variable definida para el modelo DRAF, de simple precisión con componentes “.x”; “.y” y “.z”.

Variable	Tipo	Descripción
h(Nos).x h(Nos).y h(Nos).z	mat (simple)	posición (i, j, k) de los nodos de interés
Nfu%	entero	número de nodos fuente
f(Nfu%).x f(Nfu%).y f(Nfu%).z	Mat (simple)	posición (i, j, k) de los nodos fuente
ifu	entero	código que define el término fuente adoptado 1 = Concentración exponencial decreciente. El semiperíodo de la fuente es Tlmed 2 = Concentración exponencial decreciente con semiperíodo de lixiviación Tlix 3 = Concentración constante 4 = Concentración definida en archivo 5 = Flujo definido en archivo
vel	simple	código que define velocidad variable o constante (0 ó 1)
T	simple	semiperíodo de desintegración radiactivo [a, d, min, seg]
Ar$	etiqueta	unidad de tiempo del semiperíodo (“a” = año; “d” = días; “m” = minutos; “s” = segundos). El uso de mayúsculas o minúsculas es indistinto
La#	doble	λ = Constante de desintegración radiactiva [1/d]
R	simple	coeficiente de retardo (o retención) del elemento en el suelo
poro	simple	porosidad del suelo (no se utiliza en estas versiones)
Jini!	simple	valor inicial de la actividad [Bq], flujo de actividad[Bq/a] o concentración [Bq/m^3] según el término fuente adoptado
Tlib	simple	tiempo de “liberación” o actuación del término fuente
Tlmed	simple	semiperíodo del término fuente para ifu = 1
Tlix	simple	semiperíodo del lixiviación = ln(2)/λl (para ifu =2)
fuent$	etiqueta	nombre del archivo (sin extensión) que contiene los datos del término fuente para ifu = 4 ó 5
AlfL	simple	dispersividad longitudinal [m]
AlfT	simple	dispersividad transversal [m]
Vx	simple	componente según el eje X del vector velocidad efectiva [m/seg] para velocidad uniforme. Para campos de velocidad variable, Vx se utiliza para guardar el valor máximo de la velocidad según X. El programa luego lo pasa y utiliza en [m/d].
Vy	simple	velocidad efectiva según el eje Y [m/seg] para velocidad uniforme, para velocidad variable guarda el su valor máximo. El programa luego lo pasa y utiliza en [m/d]
Vz	simple	velocidad efectiva según el eje Z [m/seg] para velocidad uniforme, para velocidad variable guarda el valor máximo de la velocidad según Z. El programa luego lo pasa y utiliza en [m/d]
Vmod	simple	modulo del vector Velocidad [m/seg] para el caso de velocidad constante
Dx	simple	coeficiente de dispersión hidrodinámica Dxx [m^2/s] para el caso de velocidad uniforme, y Dxx calculado con las velocidades máximas en X, Y y Z, para el caso de velocidad variable

Variable	Tipo	Descripción
Dy	simple	coeficiente de dispersión hidrodinámica Dyy [m^2/s] para velocidad uniforme y Dyy calculado con las velocidades máximas para campo variable
Dz	simple	coeficiente de dispersión hidrodinámica Dzz [m^2/s] para velocidad uniforme y Dzz calculado con las velocidades máximas para campo variable
B0 a B6	simple	coeficientes de cálculo K0 a K6 para velocidad constante
D(n, m, l).x D(n, m, l).y D(n, m, l).z **Versión 24**	simple	coeficientes de dispersión hidrodinámica [m^2/s], son los tres términos de la diagonal principal de la matriz, para el caso de velocidad variable (son tres valores por cada nodo)
D(l).x D(l).y D(l).z **Versión 25**	simple	coeficientes de dispersión hidrodinámica [m^2/s], son los tres términos de la diagonal principal de la matriz, para el caso de velocidad variable (son tres valores por cada estrato)
V(n, m, l).x V(n, m, l).y V(n, m, l).z **Versión 24**	simple	componentes según X, Y, Z del vector velocidad efectiva [m/s], para el caso de velocidad variable (tres componentes para cada nodo)
V(l).x V(l).y V(l).z **Versión 25**	simple	componentes según X, Y, Z del vector velocidad efectiva [m/s], para el caso de velocidad variable (tres componentes para cada estrato)
BK (0 a 6,m,l) **Versión 24**	simple	vector auxiliar para el cálculo de los coeficientes de cálculo K0 a K6
B(7,n,m,l) **Versión 24**	simple	coeficientes de cálculo K0 a K6 para cada nodo (vel variable)
BK(0 a 6, l) **Versión 25**	simple	vector de cálculo de los coeficientes K0 a K6 para cada estrato
Atfin **Versión 25**	simple	incremento o paso de tiempo original [d], se utiliza para poder modificar el valor de delta t en caso de que la frecuencia de cambios del término fuente sea menor que el delta t propuesto
Itemp **Versión 25**	entero	código que indica si Atfin es menor que el paso de tiempo que surge de la frecuencia de la fuente, se actualiza con la frecuencia de ingreso del término fuente
Atr0	simple	incremento de tiempo de referencia, se utiliza en el proceso de corrección del mismo para la verificación de las condiciones de estabilidad
cond	simple	código que indica el cumplimiento de las condiciones de estabilidad tiene los valores: 0 mientras estas se cumplen 1 si alguna de las condiciones no se cumple
Vxr, Vyr y Vzr	simple	velocidades efectivas reales [m/d], según los ejes X, Y y Z.
Dxr, Dyr y Dzr	simple	coeficientes de dispersión reales [m^2/d], según los ejes X, Y y Z
At1	simple	delta t límite [d] para el cumplimiento de la condición de Courant
At2	simple	delta t límite [d] para el cumplimiento de la segunda condición de estabilidad
Atx	simple	delta t límite [d] para el Peclet de grilla según X

Variable	Tipo	Descripción
condx	simple	indica si se cumple la condición de estabilidad para el Peclet de grilla según X: 0 si se cumple, 1 si no se cumple
Aty	simple	delta t límite [d] para el Peclet de grilla según Y
condy	simple	ídem condx pero para el Peclet de grilla según Y
Atz	simple	felta t límite [d] para el Peclet de grilla según Z
condz	simple	ídem condx pero para el Peclet de grilla según Z
At3	simple	delta t límite para el cumplimiento de la tercera condición de estabilidad, se elige entre el mínimo de Atx, Aty, y Atz
t1& y t2&	entero largo	para ifu = 4 (concentración o actividad definida en archivo) t1& es el año de inicio de la concentración o actividad Jfu para ifu = 5 (flujo de actividad definido en archivo) t1& es el año de inicio aplicación de Jfu y t2& el año de cambio a Jfu2
Jfu! y Jfu2!	simple	para ifu = 1 ó 2 Jfu! es la actividad que ingresa a los nodos fuente. para ifu = 4: Jfu! es la actividad o concentración que se suma a los nodos fuente. para ifu = 5: flujo de actividad que ingresa a los nodos fuente a partir de t1&; Jfu2!, es el valor que toma a partir de t2&
Lan#	doble	λ de decaimiento exponencial del término fuente tipo 1 = ln(2)/Tlmed
Lal#	doble	constante de decaimiento exponencial del término fuente tipo 2 = λl + λ
fa	entero	número de archivos de concentración en función de la posición
At	simple	incremento o paso de tiempo utilizado para el cálculo = Atr [d]
ReL	simple	R (coeficiente de retardo)/ 86400
C#((n+1), (m + 1), (l + 1))	doble	concentración para cada nodo (incluido los nodos de borde) en el tiempo t
CT#((n + 1), (m + 1),(l +1))	doble	concentración para cada nodo en el tiempo t + At
ani&	entero largo	año de ingreso de actividad para el caso de flujo de actividad (ifu =5)
an&	entero largo	año actual se calcula en base a Tr
Tr	simple	tiempo en que se encuentra la corrida en días, cada incremento de tiempo se le adiciona un delta t
g&	entero largo	número de pasos de tiempo ejecutados, se actualiza junto con Tr
Cref#(Nos%)	doble	vector que almacena el valor de la concentración máxima, para cada nodo de interés.
sw(Nos%)	simple	vector que guarda un indicador, de valor 0 si no se halló el máximo y 1 si se encontró el valor máximo para cada nodo de interés.
F9	entero	indicador de valor 0 durante la ejecución normal, se transforma en 1 cuando el usuario detiene la ejecución manualmente (presionando F9)
Cpr	simple	variable auxiliar que guarda la concentración con simple precisión antes de grabarla en el archivo de salida
xp, yp, zp	simple	coordenadas X, Y, Z de los nodos de interés
Cmaxi# **Versión 24**	doble	valor máximo de la concentración de la región de simulación, para la salida tipo 2
pox, poy,poz **Versión 24**	simple	posición (números de nodos) según X, Y, Z de la concentración máxima, Cmaxi#
xo, yo, zo **Versión 24**	simple	posición (índice de nodos) según X, Y, Z del nodo de concentración máxima

I. 4. EJEMPLOS DE APLICACIÓN Y VERIFICACIÓN

I. 4.1. Ejemplos de aplicación

I. 4.1.1. Modelo DRAF3#24

Ejemplo 1

Se trata de una simulación sobre una región de 200 m de longitud por 100 m de ancho, el acuífero tiene 7 m de espesor. El residuo se ha ubicado sobre un nodo (de dimensiones 10 x 10 x 7 m) y el término fuente es de tipo 3: concentración constante. El campo de velocidad es unidimensional (sentido X positivo) y uniforme, la dispersión hidrodinámica es tridimensional. El elemento tiene un semiperíodo de desintegración radiactivo hipotético de 25 años.

GRIDAT55.TXT

20 10 1	Número de nodos en X, Y, Z
10 10 7	Δx, Δy, Δz
5	Δt [días]
50	tiempo de finalización de la simulación [a]
3	"iso", tipo de salida de concentración en función de la posición
10	B [a], salidas cada 10 años
2	"ipo" tipo de salidas en los nodos de interés
3	3 nodos de observación
5 5 1	posición (i, j, k) de los nodos de observación
20 5 1	...
20 10 1	
1	1 nodo fuente
5 5 1	posición (i, j, k) del nodo fuente
3	concentración constante

GEODAT55.TXT

1	Velocidad constante
25 "A"	Semiperíodo 25 años
1	R
.4	Porosidad = 0,4
1e+3 1000	Actividad o concentración inicial y tiempo de "liberación"
6 2	Difusividades longitudinal y transversal [m]
1.E-6 0 0	Velocidad en el sentido X, Y y Z [m/s]

Los archivos de salida resultantes de la ejecución del modelo son los siguientes:

3cmax55.txt	que aparece con longitud 0 ya que no existen máximos para un período de 50 años
3traza55.txt	

Salidas C- t

3salt55.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (5, 5, 1)
3salt55.2	ídem (20, 5, 1)
3salt55.3	ídem (20, 10, 1)

Salidas C- coordenadas

3sal55.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal55.2	ídem para el año 20 (2x10)
3sal55.3	...
3sal55.4	
3sal55.5	ídem para el año 50 (5 x10)
3sal55.fin	salida final (idéntica a 3sal55.5)

A continuación se presentan algunos de los archivos de salida:

3TRAZA55.TXT (se presenta en dos columnas de texto)

x	y	z	t	Cmax	x	y	z	t	Cmax
45	45	4	0.01	9.3050E-01	45	45	4	26.00	9.3773E+02
45	45	4	1.00	9.3734E+02	45	45	4	27.00	9.3773E+02
45	45	4	2.00	9.3769E+02	45	45	4	28.00	9.3773E+02
45	45	4	3.00	9.3772E+02	45	45	4	29.00	9.3773E+02
45	45	4	4.00	9.3773E+02	45	45	4	30.00	9.3773E+02
45	45	4	5.00	9.3773E+02	45	45	4	31.00	9.3773E+02
45	45	4	6.00	9.3773E+02	45	45	4	32.00	9.3773E+02
45	45	4	7.00	9.3773E+02	45	45	4	33.00	9.3773E+02
45	45	4	8.00	9.3773E+02	45	45	4	34.00	9.3773E+02
45	45	4	9.00	9.3773E+02	45	45	4	35.00	9.3773E+02
45	45	4	10.00	9.3773E+02	45	45	4	36.00	9.3773E+02
45	45	4	11.00	9.3773E+02	45	45	4	37.00	9.3773E+02
45	45	4	12.00	9.3773E+02	45	45	4	38.00	9.3773E+02
45	45	4	13.00	9.3773E+02	45	45	4	39.00	9.3773E+02
45	45	4	14.00	9.3773E+02	45	45	4	40.00	9.3773E+02
45	45	4	15.00	9.3773E+02	45	45	4	41.00	9.3773E+02
45	45	4	16.00	9.3773E+02	45	45	4	42.00	9.3773E+02
45	45	4	17.00	9.3773E+02	45	45	4	43.00	9.3773E+02
45	45	4	18.00	9.3773E+02	45	45	4	44.00	9.3773E+02
45	45	4	19.00	9.3773E+02	45	45	4	45.00	9.3773E+02
45	45	4	20.00	9.3773E+02	45	45	4	46.00	9.3773E+02
45	45	4	21.00	9.3773E+02	45	45	4	47.00	9.3773E+02
45	45	4	22.00	9.3773E+02	45	45	4	48.00	9.3773E+02
45	45	4	23.00	9.3773E+02	45	45	4	49.00	9.3773E+02
45	45	4	24.00	9.3773E+02	45	45	4	50.00	9.3773E+02
45	45	4	25.00	9.3773E+02					

3SALT55.3 (se presenta en dos columnas de texto)

1.0301E-07	Concentración año 1, nodo (20, 10, 1)	2.6150E+01	
6.0118E-03		2.6150E+01	
4.9224E-01		2.6150E+01	
4.0750E+00		2.6150E+01	
1.1538E+01		2.6150E+01	
1.8839E+01		2.6150E+01	
2.3258E+01		2.6150E+01	
2.5197E+01		2.6150E+01	
2.5877E+01		2.6150E+01	
2.6080E+01		2.6150E+01	
2.6133E+01		2.6150E+01	
2.6146E+01		2.6150E+01	
2.6149E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	
2.6150E+01		2.6150E+01	Concentración año 50, nodo (20, 10, 1)

3SAL55.5 (se presenta en tres columnas de texto)

50.00	Tiempo real	2.8447E+01		1.1310E+01	
7.9116E-04	nodo (1, 1, 1)	3.2626E+01		1.9605E+01	
5.8338E-03	nodo (2, 1, 1)	3.6597E+01		2.8732E+01	
3.8774E-02		4.0316E+01		3.7929E+01	
2.1698E-01		4.3760E+01		4.6679E+01	
9.1627E-01		4.6918E+01		5.4674E+01	
2.3866E+00		4.9793E+01		6.1764E+01	
4.6900E+00		5.2425E+01	nodo (20, 1, 1)	6.7907E+01	
7.7468E+00		2.6180E-03	nodo (1, 2, 1)	7.3130E+01	
1.1399E+01		2.1613E-02	nodo (2, 2, 1)	7.7498E+01	
1.5462E+01		1.6205E-01	nodo (3, 2, 1)	8.1094E+01	
1.9756E+01		1.0282E+00			
2.4126E+01		4.8092E+00			
8.4010E+01		3.2446E+02		1.9603E+01	
8.6332E+01		2.9868E+02		2.8726E+01	
8.8147E+01		2.7752E+02		3.7916E+01	
8.9558E+01	nodo (20, 2, 1)	2.5979E+02		4.6651E+01	
7.7168E-03	nodo (1, 3, 1)	2.4466E+02		5.4622E+01	
7.2601E-02		2.3155E+02		6.1678E+01	
6.3177E-01		2.2003E+02		6.7776E+01	
4.7577E+00		2.0980E+02		7.2940E+01	
2.6459E+01		2.0059E+02		7.7237E+01	
5.2334E+01		1.8644E-02		8.0748E+01	
7.6440E+01		2.0406E-01		8.3566E+01	
9.6580E+01		2.1418E+00		8.5779E+01	
1.1234E+02		2.0538E+01		8.7474E+01	
1.2408E+02		1.5569E+02		8.8755E+01	
1.3242E+02		2.2592E+02		7.8675E-04	
1.3804E+02		2.5915E+02		5.8135E-03	
1.4153E+02		2.7156E+02		3.8709E-02	
1.4339E+02		2.7249E+02		2.1693E-01	
1.4403E+02		2.6731E+02		9.1697E-01	
1.4376E+02		2.5908E+02		2.3861E+00	
1.4283E+02		2.4953E+02		4.6821E+00	
1.4141E+02		2.3962E+02		7.7198E+00	
1.3965E+02		2.2987E+02		1.1336E+01	
1.3767E+02		2.2052E+02		1.5340E+01	
1.8644E-02		2.1170E+02		1.9550E+01	
2.0406E-01		2.0344E+02		2.3810E+01	
2.1418E+00		1.9573E+02		2.7993E+01	
2.0538E+01		1.8854E+02		3.2008E+01	
1.5569E+02		1.8183E+02		3.5791E+01	
2.2592E+02		7.7166E-03		3.9301E+01	
2.5915E+02		7.2600E-02		4.2519E+01	
2.7156E+02		6.3177E-01		4.5438E+01	
2.7249E+02		4.7577E+00		4.8064E+01	
2.6731E+02		2.6459E+01		5.0438E+01	
2.5908E+02		5.2334E+01		2.1923E-04	
2.4954E+02		7.6440E+01		1.4721E-03	
2.3963E+02		9.6579E+01		8.8989E-03	
2.2988E+02		1.1234E+02		4.5462E-02	
2.2054E+02		1.2407E+02		1.8058E-01	
2.1173E+02		1.3241E+02		5.0001E-01	
2.0348E+02		1.3802E+02		1.0760E+00	
1.9579E+02		1.4149E+02		1.9519E+00	
1.8862E+02		1.4334E+02		3.1392E+00	
1.8193E+02		1.4395E+02		4.6223E+00	
3.0859E-02		1.4365E+02		6.3660E+00	
3.9538E-01		1.4268E+02		8.3235E+00	
5.2052E+00		1.4122E+02		1.0443E+01	
7.0824E+01		1.3941E+02		1.2674E+01	
9.3773E+02		1.3737E+02		1.4967E+01	
7.7906E+02		2.6170E-03		1.7281E+01	
6.2982E+02		2.1609E-02		1.9580E+01	
5.2627E+02		1.6204E-01		2.1834E+01	
4.5232E+02		1.0282E+00		2.4022E+01	nodo (19, 10,1)
3.9790E+02		4.8093E+00		2.6150E+01	nodo (20, 10,1)
3.5664E+02		1.1309E+01			

Ejemplo 2

Se trata de una región de 300 m de longitud por 90 m de ancho y por 50 m de profundidad, que se simula hasta 100 años con un incremento de tiempo de 100 días. La trinchera tiene un largo de 50 m, un ancho de 10 m y una profundidad de 10 m, y se encuentra orientada en forma transversal al flujo predominante del acuífero. Se trata de una trinchera de residuos líquidos que, por su baja actividad, se inyectan directamente al sistema. Los vuelcos tienen una distribución errática en el tiempo según las necesidades del generador, por lo que se utilizó el término fuente tipo 4 (ingreso de actividad por archivo). En este caso se simula el transporte de Co-60.

Los archivos de datos son los siguientes:

GRIDAT1.TXT

30 9 5	Número de nodos en X, Y, Z
10 10 10	Δx, Δy, Δz [m]
100	Δt [d]
100	Tiempo de finalización de la simulación [a]
3	“iso”, tipo de salida de Concentración en función de la posición
10	B [a], salidas cada 10 años
2	“ipo” tipo de salidas en los nodos de interés
5	5 Nodos de observación
20 5 1	Posición (i, j, k) del primer nodo de observación
30 5 1	ídem del segundo nodo
10 5 5	...
10 9 1	
10 5 1	...
5	5 Nodos fuentes
10 3 1	Posición (i, j, k) de los nodos fuente
10 4 1	...
10 5 1	
10 6 1	
10 7 1	...
4	Término fuente tipo 4

GEODAT1.TXT

1	Velocidad constante
5.1 "A"	Semiperíodo
30	R
.4	Porosidad = 0,4
"fuente"	Archivo fuente
5 1	Difusividaes longitudinal y transversal [m]
1E-07 0 0	Velocidades en X, Y, Z [m/s]

El archivo fuente se preparó con los valores de actividad, de modo que se está asumiendo que en un incremento de tiempo Δt = 100 días, toda la actividad se distribuye en el volumen de la trinchera (volumen de los nodos fuente). Una vez obtenidos los resultados deberá calcularse la concentración real en función de la “concentración” del modelo, mediante la ecuación (9). El archivo utilizado fue:

FUENTE.TXT

1	1E+3	Ingreso al año 1
2	1E+3	...
3	1E+3	
4	5E+4	
10	1E+4	Ingreso al año 10 (no hay ingresos entre los años 5 y 9)
50	1E+5	Ingreso al año 50 (no hay ingresos entre los años 11 y 49)
0		Fin de archivo

Los archivos de salida son los siguientes:

3cmax1.txt
3traza1.txt

Salidas C- t

3salt1.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (20, 5, 1).
3salt1.2	ídem (30, 5, 1)
3salt1.3	...
3salt1.4	
3salt1.5	

Salidas C- coordenadas

3sal1.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal1.2	ídem para el año 20
3sal1.3	ídem para el año 30
3sal1.4	...
3sal1.5	
...	
3sal1.10	ídem para el año 100
3sal1.fin	salida final (idéntica a 3sal1.10)

A continuación presentamos algunos de los archivos de salida:

3CMAX1.TXT

x	**y**	**z**	**t**	**Cmax**	
95	45	5	1.64	9.5652E+02	nodo de observación 3
95	95	5	4.38	5.2464E-06	nodo de observación 4
95	45	45	31.23	2.5306E-05	nodo de observación 5
%195	45	5	70.96	7.4606E-07	nodo de observación 1

Se observa, que al tiempo de finalización de la simulación no se ha alcanzado el máximo en el nodo de observación 2, y el valor de la concentración sigue creciendo. En este caso, para obtener el máximo, no necesita realizarse la simulación desde el principio, sino que basta con aumentar el valor de Tlim del archivo GRIDAT, y reiniciar la simulación como continuación (Co = 1).

3TRAZA.TXT (se presenta en dos columnas de texto)

x	y	z	t	Cmax					
-5	-5	-5	0.27	0.0000E+00	95	45	5	20.00	6.1761E+03
-5	-5	-5	1.10	0.0000E+00	95	45	5	21.10	5.1904E+03
95	45	5	2.19	8.3793E+02	95	45	5	22.19	4.3629E+03
95	45	5	3.01	1.6099E+03	95	45	5	23.01	3.8305E+03
95	45	5	4.11	2.1876E+03	95	45	5	24.11	3.2210E+03
95	45	5	5.21	4.3731E+04	95	45	5	25.21	2.7089E+03
95	45	5	6.03	3.8314E+04	95	45	5	26.03	2.3794E+03
95	45	5	7.12	3.2127E+04	95	45	5	27.12	2.0018E+03
95	45	5	8.22	2.6944E+04	95	45	5	28.22	1.6845E+03
95	45	5	9.04	2.3617E+04	95	45	5	29.04	1.4802E+03
95	45	5	10.14	1.9814E+04	95	45	5	30.14	1.2460E+03
95	45	5	11.23	2.5007E+04	95	45	5	31.23	1.0491E+03
95	45	5	12.05	2.1922E+04	95	45	5	32.05	9.2220E+02
95	45	5	13.15	1.8395E+04	95	45	5	33.15	7.7670E+02
95	45	5	14.25	1.5439E+04	95	45	5	34.25	6.5429E+02
95	45	5	15.07	1.3541E+04	95	45	5	35.07	5.7538E+02
95	45	5	16.16	1.1369E+04	95	45	5	36.16	4.8486E+02
95	45	5	17.26	9.5476E+03	95	45	5	37.26	4.0865E+02
95	45	5	18.08	8.3768E+03	95	45	5	38.08	3.5951E+02
95	45	5	19.18	7.0374E+03	95	45	5	39.18	3.0310E+02
95	45	5	40.00	2.6671E+02	95	45	5	71.23	3.4694E+03
95	45	5	41.10	2.2494E+02	95	45	5	72.05	3.0482E+03
95	45	5	42.19	1.8974E+02	95	45	5	73.15	2.5654E+03
95	45	5	43.01	1.6702E+02	95	45	5	74.25	2.1596E+03
95	45	5	44.11	1.4093E+02	95	45	5	75.07	1.8981E+03
95	45	5	45.21	1.1893E+02	95	45	5	76.16	1.5984E+03
95	45	5	46.03	1.0473E+02	95	45	5	77.26	1.3462E+03
95	45	5	47.12	8.8414E+01	95	45	5	78.08	1.1837E+03
95	45	5	48.22	7.4650E+01	95	45	5	79.18	9.9729E+02
95	45	5	49.04	6.5759E+01	95	45	5	80.00	8.7712E+02
95	45	5	50.14	5.5539E+01	95	45	5	81.10	7.3924E+02
95	45	5	51.23	8.3840E+04	95	45	5	82.19	6.2314E+02
95	45	5	52.05	7.3455E+04	95	45	5	83.01	5.4826E+02
95	45	5	53.15	6.1592E+04	95	45	5	84.11	4.6231E+02
95	45	5	54.25	5.1655E+04	95	45	5	85.21	3.8990E+02
95	45	5	55.07	4.5276E+04	95	45	5	86.03	3.4318E+02
95	45	5	56.16	3.7986E+04	95	45	5	87.12	2.8952E+02
95	45	5	57.26	3.1876E+04	95	45	5	88.22	2.4429E+02
95	45	5	58.08	2.7951E+04	95	45	5	89.04	2.1510E+02
95	45	5	59.18	2.3464E+04	95	45	5	90.14	1.8155E+02
95	45	5	60.00	2.0581E+04	95	45	5	91.23	1.5326E+02
95	45	5	61.10	1.7283E+04	95	45	5	92.05	1.3499E+02
95	45	5	62.19	1.4516E+04	95	45	5	93.15	1.1399E+02
95	45	5	63.01	1.2738E+04	95	45	5	94.25	9.6277E+01
95	45	5	64.11	1.0703E+04	95	45	5	95.07	8.4830E+01
95	45	5	65.21	8.9949E+03	95	45	5	96.16	7.1666E+01
95	45	5	66.03	7.8962E+03	95	45	5	97.26	6.0555E+01
95	45	5	67.12	6.6384E+03	95	45	5	98.08	5.3373E+01
95	45	5	68.22	5.5821E+03	95	45	5	99.18	4.5111E+01
95	45	5	69.04	4.9023E+03	95	45	5	100.00	3.9769E+01
95	45	5	70.14	4.1237E+03					

En este caso el valor del máximo permaneció siempre en el nodo fuente central. Los dos primeros máximos con valor cero y en coordenadas -5 m, pertenecen a los nodos de borde, y no tienen significado físico. Como el incremento de tiempo no divide exactamente a 365, la impresión de datos se produce luego de superado el año.

De los archivos de concentración en función del tiempo presentamos al tercero:

3SALT1.1 (se presenta en dos columnas de texto)

```
0.0000E+00      Concentración en el nodo (20, 5, 1)
                para el año 1
6.8797E-12      Ídem para el año 2
2.1079E-10              . . .
1.8824E-09
8.1817E-09
2.7955E-08
1.2304E-07
3.6380E-07
6.7767E-07
1.3062E-06
2.1886E-06
3.0147E-06
4.3228E-06
5.8426E-06
7.0990E-06
8.8927E-06
1.0775E-05
1.2211E-05
1.4119E-05
1.5516E-05
1.7299E-05
1.8953E-05
2.0090E-05
2.1449E-05
2.2612E-05
2.3347E-05
2.4143E-05
2.4727E-05
2.5030E-05
2.5259E-05
2.5300E-05
2.5215E-05
2.4962E-05
2.4564E-05
2.4181E-05
2.3572E-05
2.2866E-05
2.2283E-05
2.1449E-05
2.0788E-05
1.9872E-05
1.8928E-05
1.8208E-05
1.7242E-05
1.6277E-05
1.5560E-05
1.4617E-05
1.3695E-05
1.3021E-05
1.2148E-05
1.1308E-05
1.0721E-05
1.0090E-05
9.7616E-06
9.7890E-06
1.0256E-05
1.1244E-05
1.2321E-05
1.4166E-05
1.5815E-05
1.8292E-05
2.0994E-05
2.3104E-05
2.5946E-05
2.8735E-05
3.0741E-05
3.3246E-05
3.5504E-05
3.7008E-05
3.8737E-05
4.0133E-05
4.0956E-05
4.1757E-05
4.2225E-05
4.2368E-05
4.2297E-05
4.1949E-05
4.1523E-05
4.0756E-05
4.0049E-05
3.8952E-05
3.7707E-05
3.6693E-05
3.5253E-05
3.3737E-05
3.2563E-05
3.0966E-05
2.9350E-05
2.8136E-05
2.6525E-05
2.4937E-05
2.3766E-05
2.2240E-05
2.0762E-05
1.9688E-05
1.8307E-05
1.6986E-05
1.6038E-05
1.4830E-05
1.3967E-05      Concentración en el nodo (20, 5, 1)
                para el año 100
```

3SAL1.5 (listado parcial)

```
   50.14        Tiempo en años                              (1315 líneas)
2.6143E-13      Concentración para el año 50 en el nodo (1,1,1)     ...
1.0374E-11      ídem nodo (2,1,1)                           1.1628E-10
3.6462E-10                                                  1.6130E-11
1.1179E-08                                                  1.8594E-12
2.9300E-07                                                  1.8307E-13
6.3886E-06                                                  1.5707E-14
1.1140E-04                                                  1.1925E-15
1.4609E-03                                                  8.1091E-17
1.2911E-02                                                  4.9878E-18
5.9902E-02                                                  2.7976E-19
3.9623E-02                                                  1.4405E-20
1.3759E-02                                                  6.8494E-22
3.2202E-03                                                  3.0223E-23
5.6673E-04                                                  1.2429E-24
7.9767E-05                                                  4.7823E-26
9.3399E-06                                                  1.7273E-27
9.3495E-07                                                  5.8745E-29
8.1633E-08                                                  1.8863E-30
   ...
```

Como el incremento de tiempo no es divisor de 365 la salida se produce a los 18.300 días (50,1369 años)**.**

Ejemplo 3

Este ejemplo se ha desarrollado con un campo de velocidad variable en el plano X-Y, y fue usado en el “Test Case 2 A” [IAEA,1992]. Se trata de un área de 1000 m x 1300 m, el acuífero está formado por dos estratos: uno superior de 7 m y uno inferior de 30 m. La región se conformó con 1 nodo de 7 m de altura para el estrato superior, y 4 nodos de 7 m para el estrato inferior, lo que puede apreciarse en el campo de velocidades del archivo “GEODAT53.TXT”. No existe velocidad en el sentido del eje Z. Se simuló el transporte de Ni-63.

El campo de velocidades se ha simbolizado en el Gráfico 4.

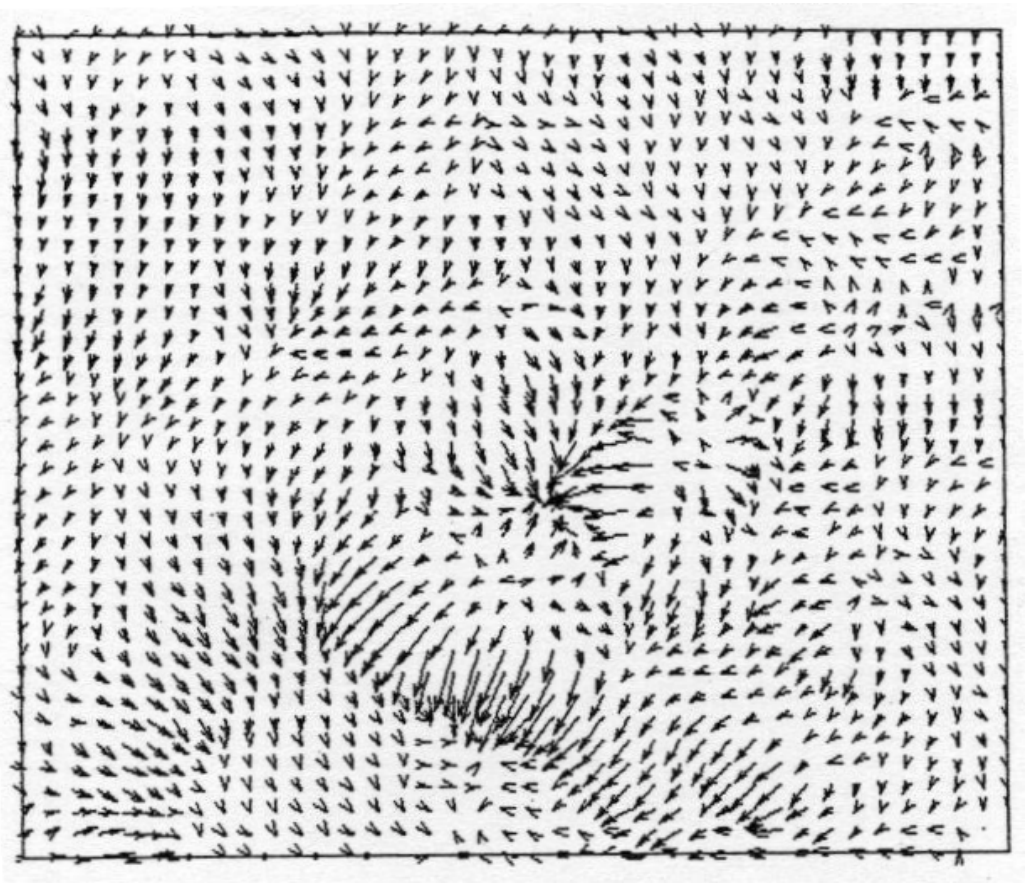


Gráfico 4

Los archivos de datos son los siguientes:

GRIDAT53.TXT

10 13 5	Número de nodos en X, Y, Z
100 100 7	Δx, Δy, Δz [m]
73	Δt [d]
1000	Tiempo de finalización de la simulación [a]
1 100	"iso", B [a]
100	Tlmed
6	6 nodos de observación
4 4 1	(i, j, k)
8 12 1	...
8 12 2	
3 8 5	
4 8 5	
5 8 5	
9	9 nodos fuente
3 2 1	
3 3 1	
3 4 1	
4 2 1	
4 3 1	
4 4 1	
5 2 1	
5 3 1	
5 4 1	
1	Término fuente tipo 1

GEODAT53.TXT (se presenta en dos columnas de texto)

```
0                                   Campo de velocidades variable
100  "A"                            semiperíodo 100 años
35                                  R = 35
0.4                                 porosidad
5e+10          100                  Jini, Tlib
100                                 Tlmed
50             10                   AlfL, AlfT
4.545021E-08     4.454994E-08    0     Vx, Vy, Vz
1.136255E-06      1.113749E-06   0       ...
1.136255E-06      1.113749E-06       0
1.136255E-06      1.113749E-06       0
1.136255E-06      1.113749E-06       0
4.20002E-08   3.790016E-08           0
1.050005E-06      9.475041E-07       0
1.050005E-06      9.475041E-07       0
1.050005E-06      9.475041E-07       0
1.050005E-06      9.475041E-07       0
0             7.497807E-10           0
0             1.874452E-08           0
0             1.874452E-08           0
0             1.874452E-08           0
0             1.874452E-08           0
0             5.150013E-08           0
0             1.287503E-06           0
0             1.287503E-06           0
0             1.287503E-06           0
0             1.287503E-06           0
0             1.674995E-08           0
0             4.187489E-07           0
0             4.187489E-07           0
0             4.187489E-07            0
0             4.187489E-07            0
0             3.140011E-08            0
0             7.850027E-07            0
0             7.850027E-07            0
0             7.850027E-07            0
0             7.850027E-07            0
0             6.974983E-08            0
0             1.743746E-06            0
0             1.743746E-06            0
0             1.743746E-06            0
0             1.743746E-06            0
2.965012E-08      4.205017E-08        0
7.412529E-07      1.051254E-06        0
7.412529E-07      1.051254E-06        0
7.412529E-07      1.051254E-06        0
7.412529E-07      1.051254E-06        0
3.044987E-08      1.034985E-08        0
7.612467E-07      2.587462E-07        0
7.612467E-07      2.587462E-07        0
7.612467E-07      2.587462E-07        0
7.612467E-07      2.587462E-07        0
7.729989E-08      5.480003E-08        0
1.932497E-06      1.370001E-06        0
1.932497E-06      1.370001E-06        0
1.932497E-06      1.370001E-06          0
1.932497E-06      1.370001E-06          0
9.389992E-08      1.174999E-07          0
2.347498E-06      2.937498E-06          0
2.347498E-06      2.937498E-06          0
2.347498E-06      2.937498E-06          0
2.347498E-06      2.937498E-06          0
6.724987E-08      2.215023E-08          0
2.43E-08      3.240013E-08              0
6.075001E-07      8.100033E-07          0
6.075001E-07      8.100033E-07          0
6.075001E-07      8.100033E-07          0
6.075001E-07      8.100033E-07          0
9.349995E-08      2.909985E-08          0
1.681247E-06      5.537558E-07          0
1.681247E-06      5.537558E-07          0
1.681247E-06      5.537558E-07          0
1.681247E-06      5.537558E-07          0
7.714996E-08              0             0
1.928749E-06              0             0
1.928749E-06              0             0
1.928749E-06              0             0
1.928749E-06              0             0
5.699921E-09      4.160004E-08              0
1.42498E-07   1.040001E-06                  0
1.42498E-07   1.040001E-06                  0
1.42498E-07   1.040001E-06                  0
1.42498E-07   1.040001E-06                  0
1.18E-08      4.350014E-08                  0
2.950001E-07      1.087503E-06              0
2.950001E-07      1.087503E-06              0
2.950001E-07      1.087503E-06              0
2.950001E-07      1.087503E-06              0
3.945007E-08              0                 0
9.862517E-07              0                 0
9.862517E-07              0                 0
9.862517E-07              0                 0
9.862517E-07              0                 0
2.25502E-08   1.285019E-08                  0
5.637551E-07      3.212548E-07              0
5.637551E-07      3.212548E-07              0
5.637551E-07      3.212548E-07              0
5.637551E-07      3.212548E-07              0
0             4.495011E-08                  0
0             1.123753E-06                  0
0             1.123753E-06                  0
0             1.123753E-06                  0
0             1.123753E-06                  0
1.02499E-08   4.84499E-08   0
2.562475E-07      1.211247E-06          0
2.562475E-07      1.211247E-06          0
2.562475E-07      1.211247E-06          0
2.562475E-07      1.211247E-06              0
4.179993E-08      1.165001E-07              0
1.044998E-06      2.912502E-06              0
1.044998E-06      2.912502E-06              0
1.044998E-06      2.912502E-06              0
1.044998E-06      2.912502E-06              0
1.340004E-08      4.099999E-08              0
1.335001E-06          1.025E-06     0
1.335001E-06          1.025E-06     0
1.335001E-06           1.025E-06     0
1.335001E-06           1.025E-06     0
4.730015E-08      6.099892E-09              0
1.182504E-06      1.524973E-07              0
1.182504E-06      1.524973E-07              0
1.182504E-06      1.524973E-07              0
1.182504E-06      1.524973E-07              0
4.950009E-08      1.080999E-07              0
1.237502E-06      1.702498E-06              0
1.237502E-06      2.702498E-06              0
1.237502E-06      2.702498E-06              0
1.237502E-06      2.702498E-06              0
3.68E-08      6.809998E-08                  0
9.2E-07       1.7025E-06    0
9.2E-07       1.7025E-06    0
9.2E-07       1.7025E-06    0
9.2E-07       1.7025E-06    0
2.337499E-06      7.274962E-07          0
2.337499E-06      7.274962E-07          0
2.337499E-06      7.274962E-07          0
2.337499E-06      7.274962E-07          0
1.010017E-08      4.510002E-08          0
2.525043E-07      1.127501E-06          0
```

2.525043E-07	1.127501E-06	0	2.349949E-07	1.147499E-06	0				
2.525043E-07	1.127501E-06	0	6.599998E-09	7.880001E-08	0				
2.525043E-07	1.127501E-06	0	1.65E-07	1.97E-06	0				
1.664982E-08	5.264988E-08	0	1.65E-07	1.97E-06	0				
4.162454E-07	1.316247E-06	0	1.65E-07	1.97E-06	0				
4.162454E-07	1.316247E-06	0	1.65E-07	1.97E-06	0				
4.162454E-07	1.316247E-06	0	1.2045E-07	7.285023E-08	0				
4.162454E-07	1.316247E-06	0	3.011251E-06	1.821256E-06	0				
6.494979E-08	2.654991E-08	0	3.011251E-06	1.821256E-06	0				
1.623745E-06	6.637478E-07	0	3.011251E-06	1.821256E-06	0				
1.623745E-06	6.637478E-07	0	3.011251E-06	1.821256E-06	0				
1.623745E-06	6.637478E-07	0	2.171999E-07	0	0				
1.623745E-06	6.637478E-07	0	5.429998E-06	0	0				
1.059999E-07	0	0	5.429998E-06	0	0				
2.649999E-06	0	0	5.429998E-06	0	0				
2.649999E-06	0	0	5.429998E-06	0	0				
2.649999E-06	0	0	1.146E-07	0	0				
2.649999E-06	0	0	2.865E-06	0	0				
7.945003E-08	3.075008E-08	0	2.865E-06	0	0				
1.986251E-06	7.687521E-07	0	2.865E-06	0	0				
1.986251E-06	7.687521E-07	0	2.865E-06	0	0				
1.986251E-06	7.687521E-07	0	0	6.060009E-08	0				
1.986251E-06	7.687521E-07	0	0	1.515002E-06	0				
6.035004E-08	6.154976E-08	0	0	1.515002E-06	0				
1.508751E-06	1.538744E-06	0	0	1.515002E-06	0				
1.508751E-06	1.538744E-06	0	0	1.515002E-06	0				
1.508751E-06	1.538744E-06	0	0	2.284985E-08	0				
1.508751E-06	1.538744E-06	0	0	5.712462E-07	0				
4.440002E-08	1.190002E-07	0	0	5.712462E-07	0				
1.110001E-06	2.975006E-06	0	0	5.712462E-07	0				
1.110001E-06	2.975006E-06	0	0	5.712462E-07	0				
1.110001E-06	2.975006E-06	0	4.064999E-08	1.223501E-07	0				
1.110001E-06	2.975006E-06	0	1.01625E-06	3.058753E-06	0				
1.644993E-08	2.214985E-08	0	1.01625E-06	3.058753E-06	0				
4.112482E-07	5.537462E-07	0	1.01625E-06	3.058753E-06	0				
4.112482E-07	5.537462E-07	0	1.01625E-06	3.058753E-06	0				
4.112482E-07	5.537462E-07	0	1.314499E-07	1.2295E-07	0				
4.112482E-07	5.537462E-07	0	3.286247E-06	3.07375E-06	0				
2.479992E-08	2.720013E-08	0	3.286247E-06	3.07375E-06	0				
6.19998E-07	6.800032E-07	0	3.286247E-06	3.07375E-06	0				
6.19998E-07	6.800032E-07	0	3.286247E-06	3.07375E-06	0				
6.19998E-07	6.800032E-07	0	7.354984E-08	9.475002E-08	0				
6.19998E-07	6.800032E-07	0	1.838746E-06	2.368751E-06	0				
4.385014E-08	1.082499E-07	0	1.838746E-06	2.368751E-06	0				
1.096253E-06	2.706247E-06	0	1.838746E-06	2.368751E-06	0				
1.096253E-06	2.706247E-06	0	1.838746E-06	2.368751E-06	0				
1.096253E-06	2.706247E-06	0	5.399895E-09	1.369991E-08	0				
1.096253E-06	2.706247E-06	0	1.349974E-07	3.424978E-07	0				
9.990025E-08	1.113001E-07	0	1.349974E-07	3.424978E-07	0				
2.497506E-06	2.782502E-06	0	1.349974E-07	3.424978E-07	0				
2.497506E-06	2.782502E-06	0	1.349974E-07	3.424978E-07	0				
2.497506E-06	2.782502E-06	0	1.189995E-08	0	0				
2.497506E-06	2.782502E-06	0	2.974987E-07	0	0				
1.442001E-07	2.099991E-08	0	2.974987E-07	0	0				
3.605003E-06	5.249977E-07	0	2.974987E-07	0	0				
3.605003E-06	5.249977E-07	0	2.974987E-07	0	0				
3.605003E-06	5.249977E-07	0	0	2.64969E-09	0				
3.605003E-06	5.249977E-07	0	0	6.624226E-08	0				
7.040005E-08	3.589993E-08	0	0	6.624226E-08	0				
1.760001E-06	8.974982E-07	0	0	6.624226E-08	0				
1.760001E-06	8.974982E-07	0	0	6.624226E-08	0				
1.760001E-06	8.974982E-07	0	0	1.165501E-07	0				
1.760001E-06	8.974982E-07	0	0	2.913752E-06	0				
1.079979E-08	5.699959E-08	0	0	2.913752E-06	0				
2.699947E-07	1.42499E-06	0	0	2.913752E-06	0				
2.699947E-07	1.42499E-06	0	0	2.913752E-06	0				
2.699947E-07	1.42499E-06	0	0	5.005016E-08	0				
2.699947E-07	1.42499E-06	0	0	1.251254E-06	0				
9.399796E-09	4.589997E-08	0	0	1.251254E-06	0				
2.349949E-07	1.147499E-06	0	0	1.251254E-06	0				
2.349949E-07	1.147499E-06	0	0	1.251254E-06	0				
2.349949E-07	1.147499E-06	0	0	1.995001E-07	0				
0	4.987502E-06	0	0	0	0				
0	4.987502E-06	0	0	0	0				
0	4.987502E-06	0	0	0	0				
0	4.987502E-06	0	0	0	0				
0	0	0	0	0	0				
0	0	0	0	0	0				

0	0	0	5.594998E-08	1.2325E-07	0
0	0	0	1.398749E-06	3.08125E-06	0
0	8.300018E-09	0	1.398749E-06	3.08125E-06	0
0	2.075005E-07	0	1.398749E-06	3.08125E-06	0
0	2.075005E-07	0	1.398749E-06	3.08125E-06	0
0	2.075005E-07	0	4.039993E-08	0.125E-07	0
0	2.075005E-07	0	1.009998E-06	7.812499E-06	0
0	7.554989E-08	0	1.009998E-06	7.812499E-06	0
0	1.888747E-06	0	1.009998E-06	7.812499E-06	0
0	1.888747E-06	0	1.009998E-06	7.812499E-06	0
0	1.888747E-06	0	9.199905E-09	9.700012E-09	0
0	1.888747E-06	0	2.299976E-07	2.425003E-07	0
1.005501E-07	2.664501E-07	0	2.299976E-07	2.425003E-07	0
2.513752E-06	6.661253E-06	0	2.299976E-07	2.425003E-07	0
2.513752E-06	6.661253E-06	0	2.299976E-07	2.425003E-07	0
2.513752E-06	6.661253E-06	0	6.399918E-09	6.399918E-09	0
2.513752E-06	6.661253E-06	0	1.59998E-07	1.59998E-07	0
1.092001E-07	7.829991E-08	0	1.59998E-07	1.59998E-07	0
2.730003E-06	1.957498E-06	0	1.59998E-07	1.59998E-07	0
2.730003E-06	1.957498E-06	0	1.59998E-07	1.59998E-07	0
2.730003E-06	1.957498E-06	0	1.16499E-08	0	0
2.730003E-06	1.957498E-06	0	2.912474E-07	0	0
3.875008E-08	1.105003E-08	0	2.912474E-07	0	0
9.687519E-07	2.762508E-07	0	2.912474E-07	0	0
9.687519E-07	2.762508E-07	0	2.912474E-07	0	0
9.687519E-07	2.762508E-07	0	8.749962E-09	0	0
9.687519E-07	2.762508E-07	0	2.18749E-07	0	0
1.47501E-08	5.249977E-09	0	2.18749E-07	0	0
3.687525E-07	1.312494E-07	0	2.18749E-07	0	0
3.687525E-07	1.312494E-07	0	2.18749E-07	0	0
3.687525E-07	1.312494E-07	0	3.304977E-08	1.705017E-08	0
3.687525E-07	1.312494E-07	0	8.262443E-07	4.262543E-07	0
5.950165E-09	0	0	8.262443E-07	4.262543E-07	0
1.487541E-07	0	0	8.262443E-07	4.262543E-07	0
1.487541E-07	0	0	8.262443E-07	4.262543E-07	0
1.487541E-07	0	0	1.394997E-08	4.685021E-08	0
1.487541E-07	0	0	3.487492E-07	1.171255E-06	0
4.280014E-08	0	0	3.487492E-07	1.171255E-06	0
1.070004E-06	0	0	3.487492E-07	1.171255E-06	0
1.070004E-06	0	0	3.487492E-07	1.171255E-06	0
1.070004E-06	0	0	0	8.489971E-08	0
1.070004E-06	0	0	0	2.122493E-06	0
1.585026E-08	1.3095E-07	0	0	2.122493E-06	0
3.962565E-07	3.27375E-06	0	0	2.122493E-06	0
3.962565E-07	3.27375E-06	0	0	2.122493E-06	0
3.962565E-07	3.27375E-06	0	0	7.480011E-08	0
3.962565E-07	3.27375E-06	0	0	1.870003E-06	0
0	4.995003E-08	0	0	1.870003E-06	0
0	1.248751E-06	0	0	1.870003E-06	0
0	1.248751E-06	0	0	1.870003E-06	0
0	1.248751E-06	0	0	1.619988E-08	0
0	1.248751E-06	0	0	4.049969E-07	0
0	1.506001E-07	0	0	4.049969E-07	0
0	3.765002E-06	0	0	4.049969E-07	0
0	3.765002E-06	0	0	4.049969E-07	0
0	3.765002E-06	0	3.650093E-09	0	0
0	3.765002E-06	0	9.125232E-08	0	0
0	0	0	9.125232E-08	0	0
0	0	0	9.125232E-08	0	0
0	0	0	9.125232E-08	0	0
0	0	0	4.459991E-08	6.529999E-08	0
0	0	0	1.114998E-06	1.6325E-06	0
0	0	0	1.114998E-06	1.6325E-06	0
0	0	0	1.114998E-06	1.6325E-06	0
0	0	0	1.114998E-06	1.6325E-06	0
0	0	0	1.104498E-07	1.689501E-07	0
0	0	0	2.761245E-06	4.223752E-06	0
2.874985E-08	1.795006E-08	0	2.761245E-06	4.223752E-06	0
7.187462E-07	4.487515E-07	0	2.761245E-06	4.223752E-06	0
7.187462E-07	4.487515E-07	0	2.761245E-06	4.223752E-06	0
7.187462E-07	4.487515E-07	0	7.164994E-08	2.1245E-07	0
7.187462E-07	4.487515E-07	0	1.791248E-06	5.311251E-06	0
1.791248E-06	5.311251E-06	0	0	3.125191E-08	0
1.791248E-06	5.311251E-06	0	0	3.125191E-08	0
1.791248E-06	5.311251E-06	0	0	6.299782E-09	0
0	1.250076E-09	0	0	1.574946E-07	0
0	3.125191E-08	0	0	1.574946E-07	0
0	3.125191E-08	0	0	1.574946E-07	0

0	1.574946E-07	0	1.150036E-07	0	0
0	0	0	1.150036E-07	0	0
0	0	0	1.150036E-07	0	0
0	0	0	1.150036E-07	0	0
0	0	0	5.140019E-08	3.670025E-08	0
0	0	0	1.285005E-06	9.175063E-07	0
0	0	0	1.285005E-06	9.175063E-07	0
0	0	0	1.285005E-06	9.175063E-07	0
0	0	0	1.285005E-06	9.175063E-07	0
0	0	0	4.685001E-08	0	0
0	0	0	1.17125E-06	0	0
3.544998E-08	2.265015E-08	0	1.17125E-06	0	0
8.862496E-07	5.662537E-07	0	1.17125E-06	0	0
8.862496E-07	5.662537E-07	0	1.17125E-06	0	0
8.862496E-07	5.662537E-07	0	2.299995E-08	5.86998E-08	0
8.862496E-07	5.662537E-07	0	5.749989E-07	1.467495E-06	0
2.924995E-08	1.595039E-08	0	5.749989E-07	1.467495E-06	0
7.312489E-07	3.987599E-07	0	5.749989E-07	1.467495E-06	0
7.312489E-07	3.987599E-07	0	5.749989E-07	1.467495E-06	0
7.312489E-07	3.987599E-07	0	4.085007E-08	6.635018E-08	0
7.312489E-07	3.987599E-07	0	1.021252E-06	1.658754E-06	0
9.599876E-09	7.739963E-08	0	1.021252E-06	1.658754E-06	0
2.399969E-07	1.934991E-06	0	1.021252E-06	1.658754E-06	0
2.399969E-07	1.934991E-06	0	1.021252E-06	1.658754E-06	0
2.399969E-07	1.934991E-06	0	5.340004E-08	7.129974E-08	0
2.399969E-07	1.934991E-06	0	1.335001E-06	1.782494E-06	0
0	5.215016E-08	0	1.335001E-06	1.782494E-06	0
0	1.303754E-06	0	1.335001E-06	1.782494E-06	0
0	1.303754E-06	0	1.335001E-06	1.782494E-06	0
0	1.303754E-06	0	5.419998E-08	7.590027E-08	0
0	1.303754E-06	0	1.355E-06	1.897507E-06	0
6.099891E-09	5.409985E-08	0	1.355E-06	1.897507E-06	0
1.524973E-07	1.352496E-06	0	1.355E-06	1.897507E-06	0
1.524973E-07	1.352496E-06	0	1.355E-06	1.897507E-06	0
1.524973E-07	1.352496E-06	0	6.364994E-08	1.5725E-07	0
1.524973E-07	1.352496E-06	0	1.591249E-06	3.93125E-06	0
6.420002E-08	3.42001E-08	0	1.591249E-06	3.93125E-06	0
1.605001E-06	8.550024E-07	0	1.591249E-06	3.93125E-06	0
1.605001E-06	8.550024E-07	0	1.591249E-06	3.93125E-06	0
1.605001E-06	8.550024E-07	0	3.150005E-08	7.70998E-08	0
1.605001E-06	8.550024E-07	0	7.875013E-07	1.927495E-06	0
1.258503E-07	1.2785E-07	0	7.875013E-07	1.927495E-06	0
3.146257E-06	3.196249E-06	0	7.875013E-07	1.927495E-06	0
3.146257E-06	3.196249E-06	0	7.875013E-07	1.927495E-06	0
3.146257E-06	3.196249E-06	0	0	4.915008E-08	0
3.146257E-06	3.196249E-06	0	0	1.228752E-06	0
1.090502E-07	1.554499E-07	0	0	1.228752E-06	0
2.726254E-06	3.886247E-06	0	0	1.228752E-06	0
2.726254E-06	3.886247E-06	0	0	1.228752E-06	0
2.726254E-06	3.886247E-06	0	0	1.91E-08	0
2.726254E-06	3.886247E-06	0	0	4.775E-07	0
1.884995E-08	9.695015E-08	0	0	4.775E-07	0
4.712487E-07	2.423754E-06	0	0	4.775E-07	0
4.712487E-07	2.423754E-06	0	0	4.775E-07	0
4.712487E-07	2.423754E-06	0	0	6.200028E-09	0
4.712487E-07	2.423754E-06	0	0	1.550007E-07	0
0	8.550072E-09	0	0	1.550007E-07	0
0	2.137518E-07	0	0	1.550007E-07	0
0	2.137518E-07	0	0	1.550007E-07	0
0	2.137518E-07	0	0	2.549934E-09	0
0	2.137518E-07	0	0	6.374836E-08	0
0	2.699852E-09	0	0	6.374836E-08	0
0	6.749629E-08	0	0	6.374836E-08	0
0	6.749629E-08	0	0	6.374836E-08	0
0	6.749629E-08	0	0	1.000023E-09	0
0	6.749629E-08	0	0	2.500057E-08	0
0	2.850151E-09	0	0	2.500057E-08	0
0	7.125378E-08	0	0	2.500057E-08	0
0	7.125378E-08	0	0	2.500057E-08	0
0	7.125378E-08	0	8.69999E-09	4.150028E-08	0
0	7.125378E-08	0	2.174997E-07	1.037507E-06	0
4.600143E-09	0	0	2.174997E-07	1.037507E-06	0
2.174997E-07	1.037507E-06	0	3.712511E-07	0	0
2.174997E-07	1.037507E-06	0	3.640003E-08	5.959988E-08	0
1.485004E-08	0	0	9.100008E-07	1.489997E-06	0
3.712511E-07	0	0	9.100008E-07	1.489997E-06	0
3.712511E-07	0	0	9.100008E-07	1.489997E-06	0
3.712511E-07	0	0	9.100008E-07	1.489997E-06	0

```
2.014999E-08      6.705017E-08        0          0            4.624996E-08           0
5.037498E-07      1.676254E-06        0          0            1.156249E-06           0
5.037498E-07      1.676254E-06        0          0            1.156249E-06           0
5.037498E-07      1.676254E-06        0          0            1.156249E-06           0
5.037498E-07      1.676254E-06        0          0            1.156249E-06           0
6.400108E-09      6.939983E-08        0          0            1.819992E-08           0
1.600027E-07      1.734996E-06        0          0            4.54998E-07   0
1.600027E-07      1.734996E-06        0          0            4.54998E-07   0
1.600027E-07      1.734996E-06        0          0            4.54998E-07   0
1.600027E-07      1.734996E-06        0          0            4.54998E-07   0
0             7.200012E-08            0          0            8.150101E-09           0
0             1.800003E-06            0          0            2.037525E-07           0
0             1.800003E-06            0          0            2.037525E-07           0
0             1.800003E-06            0          0            2.037525E-07           0
0             1.800003E-06            0          0            2.037525E-07           0
0             1.3195E-07    0                    0            3.649902E-09           0
0             3.29875E-06   0                    0            9.124756E-08           0
0             3.29875E-06   0                    0            9.124756E-08           0
0             3.29875E-06   0                    0            9.124756E-08           0
0             3.29875E-06   0                    0            9.124756E-08           0
0             7.509995E-08            0          0            1.650047E-09           0
0             1.877499E-06            0          0            4.125119E-08           0
0             1.877499E-06            0          0            4.125119E-08           0
0             1.877499E-06            0          0            4.125119E-08           0
0             1.877499E-06            0          0            4.125119E-08           0
```

Los archivos de salida son los siguientes:

3cmax53.txt
3traza53.txt

Salidas C- t

3salt53.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (4,4,1)
3salt53.2	ídem (8, 12, 1)
3salt53.3	...
3salt53.4	
3salt53.5	
3salt53.6	

Salidas C- coordenadas

3sal53.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 100
3sal53.2	ídem para el año 200
3sal53.3	...
...	
3sal53.10	ídem para el año 1000
3sal53.fin	salida final (idéntica a 3sal53.10)

3CMAX53.TXT

x	y	z	t	Cmax
%350	%350	4	124.00	2.0498E+02
%250	%750	32	309.40	4.6134E-01
%350	%750	32	349.60	2.9281E-01
%450	%750	32	413.60	1.4918E-02
%750	%1150	11	875.40	3.6378E-07

No se presentan otros archivos de salida, ya que son similares a los de los ejemplos anteriores.

Ejemplo 4

Es un caso de flujo bidimensional en el campo X-Z, variable en el sentido Z y constante en los sentidos X e Y. Este ejemplo también se realizó con la versión 25, dando idénticos resultados. La región tiene 20 nodos de 1 m en el sentido X, por 10 nodos de 1 m en el sentido Z, y un solo nodo de 1 m en el sentido Y. El campo de velocidades se calculó de la siguiente manera:

$$Vx = V_0 \, sen\left(\frac{z}{z_b}\frac{\pi}{2}\right)$$
$$Vz = V_0 \cos\left(\frac{z}{z_b}\frac{\pi}{2}\right)$$

con V_0 = 1.0E-08 m/s. Se utilizó un término fuente tipo 2 (exponencial decreciente con semiperíodo de lixiviación), en un solo nodo.

Los archivos de datos son:

GRIDAT51.TXT

20 1 10	número de nodos en X, Y, Z
1 1 1	Δx, Δy, Δz [m]
73	Δt [d]
100	tiempo de finalización de la simulación [a]
3	"iso"
10	B = 10 años
2	"ipo"
7	siete nodos de observación
5 1 1	....
5 1 10	
15 1 1	
15 1 5	
15 1 10	
20 1 1	
20 1 2	
1	un nodo fuente
5 1 1	
2	Término fuente tipo 2

GEODAT51.TXT

0	campo de velocidades variable
0 "A"	no radiactivo
1	R = 1
.4	Porosidad
1e+10 1000	Jfu!, Tlim
10	Tlix
1.5 0.2	Dispersividad longitudinal y transversal
7.846E-10 0 9.969E-9	Velocidad en X, Y, Z en el nodo (1, 1, 1)
2.334E-9 0 9.723E-9	Velocidad en X, Y, Z en el nodo (1, 1, 2)
3.827E-9 0 9.239E-9	Velocidad en X, Y, Z en el nodo (1, 1, 3)
5.225E-9 0 8.526E-9	...
6.495E-9 0 7.604E-9	
7.604E-9 0 6.494E-9	
8.526E-9 0 5.225E-9	
9.239E-9 0 3.827E-9	
9.724E-9 0 2.334E-9	
9.969E-9 0 7.846E-10	Velocidad en X, Y, Z en el nodo (1, 1, 10)
....	

Se repiten estas líneas para cada posición X, Y (19 veces x 10 líneas).

Los archivos de salida son:

3cmax51.txt
3traza51.txt

Salidas C- t

3salt51.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (5, 1, 1)
3salt51.2	ídem (5, 1, 10)
...	
3salt51.7	Ídem (20,1,2)

Salidas C- coordenadas

3sal51.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal51.2	ídem para el año 20
...	...
3sal51.10	ídem para el año 100
3sal51.fin	salida final (idéntica a 3sal51.10)

3CMAX51.TXT

5	1	1	6.20	7.5569E+08
5	1	10	28.60	6.6059E+05
15	1	5	34.80	8.4906E+05
15	1	10	37.20	5.8228E+05
15	1	1	42.40	2.4301E+05
20	1	2	51.80	2.0371E+04
20	1	1	53.20	1.6926E+04

Ejemplo 5

Se tomó un campo bidimensional, producto de la superposición de un flujo unidireccional y el flujo provocado por un pozo de agua. Se eligió un elemento no radiactivo con concentración constante. Los archivos de datos son:

GRIDAT39.TXT

40	20	1	Número de nodos en X, Y, Z
10	10	10	Delta X, Y , Z
73			Delta t
100			Tlib
3			“iso”
10			B
2			“ipo”
3			tres nodos de observación
10	10	1	
40	10	1	
30	10	1	
2			dos nodos fuente
10	10	1	
11	10	1	
3			

GEODAT39.TXT (listado parcial)

0	campo variable
0 "A"	no radiactivo
1	R
.3	porosidad
0.5	Jini
100	Tlim
50 10	AlfL, AlfT
1.451E-07 1.112858E-08 0	Velocidades X, Y, Z
1.456223E-07 1.007245E-08 0	
1.460967E-07 8.979879E-09 0	
1.4652E-07 7.854032E-09 0	
1.468891E-07 6.698446E-09 0	
1.472012E-07 5.517023E-09 0	
1.474539E-07 4.313987E-09 0	
1.476452E-07 3.093841E-09 0	
1.477735E-07 1.861306E-09 0	
1.47838E-07 6.212724E-10 0	
1.47838E-07 -6.212724E-10 0	
1.477735E-07 -1.861306E-09 0	
1.476452E-07 -3.093841E-09 0	
1.474539E-07 -4.313987E-09 0	
1.472012E-07 -5.517023E-09 0	
1.468891E-07 -6.698446E-09 0	
1.4652E-07 -7.854032E-09 0	
1.460967E-07 -8.979879E-09 0	
1.456223E-07 -1.007245E-08 0	
1.451E-07 -1.112858E-08 0	
...	
744 líneas	
....	
1.301979E-07 3.32177E-07 0	
1.449286E-07 4.043575E-07 0	
1.736829E-07 5.157804E-07 0	
2.416979E-07 7.084894E-07 0	
4.684146E-07 1.105244E-06 0	
1.942073E-06 1.842073E-06 0	
1.942073E-06 -1.842073E-06 0	
4.684146E-07 -1.105244E-06 0	
2.416979E-07 -7.084894E-07 0	
1.736829E-07 -5.157804E-07 0	
1.449286E-07 -4.043575E-07 0	
1.301979E-07 -3.32177E-07 0	
1.216714E-07 -2.817287E-07 0	
1.163015E-07 -2.445229E-07 0	
1.12704E-07 -2.159671E-07 0	
1.101772E-07 -1.933667E-07 0	
8.982281E-08 1.933667E-07 0	
8.729605E-08 2.159671E-07 0	
8.369847E-08 2.445229E-07 0	
7.832856E-08 2.817287E-07 0	
6.980209E-08 3.32177E-07 0	
5.50714E-08 4.043575E-07 0	
2.631709E-08 5.157804E-07 0	
-4.169789E-08 7.084894E-07 0	
-2.684145E-07 1.105244E-06 0	
-1.742073E-06 1.842073E-06 0	
-1.742073E-06 -1.842073E-06 0	
-2.684145E-07 -1.105244E-06 0	
-4.169789E-08 -7.084894E-07 0	
2.631709E-08 -5.157804E-07 0	
5.50714E-08 -4.043575E-07 0	
6.980209E-08 -3.32177E-07 0	
7.832856E-08 -2.817287E-07 0	
8.369847E-08 -2.445229E-07 0	
8.729605E-08 -2.159671E-07 0	
8.982281E-08 -1.933667E-07 0	

I. 4.1.2. Modelo DRAF3#25

Ejemplo 1

Se tomó un ejemplo similar al de la versión 24 (corrida 55), aunque se cambió el valor de R y por esto pudo aumentarse el Δt a 365 días

GRIDAT55.TXT

20 10 1	número de nodos en X, Y, Z
10 10 7	Delta X, Y, Z [m]
365	Delta t [d]
100	Tlim [a]
1	“iso”: concentración en función de la posición
10	B [a]
2	“ipo”: tipos de salida en los nodos de interés
3	tres nodos de observación
5 5 1	(i, j ,k) del nodo de observación 1
20 5 1	...
20 10 1	
1	un nodo fuente
5 5 1	(i, j, k) del nodo fuente
3	Concentración constante

GEODAT55.TXT

1	Campo de velocidades uniforme
25 "A"	Semiperíodo 25 años
40	Coeficiente de retardo
.4	Porosidad
1E+3 1000	Jini, Tlim[a]
6 2	Dispersividades [m], α_L α_T
1E-6 0 0	Vx, Vy, Vz

Los archivos de salida son los siguientes:

3cmax55.txt	que aparece con longitud 0 ya que no se encontró ningún máximo

Salidas C- t

3salt55.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (5, 5, 1)
3salt55.2	ídem (20, 5, 1)
3salt55.3	ídem (20, 10, 1)

Salidas C- coordenadas

3sal55.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal55.2	ídem para el año 20 (2 x 10)
3sal55.3	...
3sal55.4	
3sal55.5	
3sal55.6	
3sal55.7	
3sal55.8	
3sal55.9	
3sal55.10	ídem para el año 100 (10 x 10)
3sal55.fin	salida final (idéntica a 3sal55.5)

A continuación se presentan algunos de los archivos de salida:

3SALT55.2 (se presentan en dos columnas de texto)

```
0.0000E+00      Concentración nodo (20,5,1), año 1
0.0000E+00      Concentración nodo (20,5,1), año2
0.0000E+00

                                  . . .

0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
0.0000E+00
2.8967E-14
2.9301E-11
3.6529E-10
2.4339E-09
1.1483E-08
4.2995E-08
1.3588E-07
3.7656E-07
9.3907E-07
2.1467E-06
4.5612E-06
9.1037E-06
1.7213E-05
3.1043E-05
5.3694E-05
8.9490E-05
1.4428E-04
2.2575E-04
3.4381E-04
5.1090E-04
7.4234E-04
1.0567E-03
1.4760E-03
2.0260E-03
2.7366E-03
3.6417E-03
4.7793E-03
6.1917E-03
7.9253E-03
1.0030E-02
1.2561E-02
1.5576E-02
1.9134E-02
2.3300E-02
2.8139E-02
3.3719E-02
4.0107E-02
4.7375E-02
5.5589E-02
6.4820E-02
7.5135E-02
8.6599E-02
9.9276E-02
1.1323E-01
1.2851E-01
1.4517E-01
1.6327E-01
1.8285E-01
2.0394E-01
2.2658E-01
2.5080E-01
2.7663E-01
3.0408E-01
3.3316E-01
3.6387E-01
3.9622E-01
4.3020E-01
4.6580E-01
5.0301E-01
5.4179E-01
5.8211E-01
6.2396E-01
6.6729E-01
7.1205E-01
7.5820E-01
8.0569E-01
8.5447E-01
9.0448E-01
9.5565E-01
1.0079E+00
1.0613E+00
1.1156E+00
1.1708E+00
1.2268E+00
1.2837E+00
1.3412E+00
1.3993E+00
1.4580E+00
1.5172E+00
1.5768E+00
1.6368E+00
1.6970E+00
1.7575E+00
1.8181E+00
1.8788E+00
1.9395E+00
```

3sal55.1 (se presentan en tres columnas de texto)

10.00	Tiempo en años	0.0000E+00	0.0000E+00
1.4298E-07	Concentración en (1,1,1)	0.0000E+00	0.0000E+00
		0.0000E+00	0.0000E+00
4.9643E-06	Ídem (1,1,2)	0.0000E+00	0.0000E+00
8.8111E-05	...	0.0000E+00	0.0000E+00
8.1294E-04		1.4584E-05	0.0000E+00
3.3177E-03		3.4360E-04	0.0000E+00
2.1967E-03		4.6978E-03	0.0000E+00
6.4334E-04		3.6194E-02	7.5641E-04
9.7944E-05		1.3314E-01	1.3689E-02
7.6191E-06		9.7800E-02	1.5548E-01
2.4087E-07		3.4301E-02	1.0622E+00
4.9899E-11		6.7792E-03	3.7404E+00
0.0000E+00		7.7672E-04	2.8702E+00
0.0000E+00		4.8380E-05	1.1352E+00
0.0000E+00		1.2746E-06	2.7008E-01
0.0000E+00		2.2633E-10	4.0258E-02
3.6971E-03		2.0065E-02	2.2633E-10
1.9201E-04		3.0082E-01	0.0000E+00
4.3359E-06		3.0163E+00	0.0000E+00
6.7367E-10		1.9543E+01	0.0000E+00
0.0000E+00		7.2784E+01	0.0000E+00
0.0000E+00		5.2807E+01	0.0000E+00
0.0000E+00		2.2023E+01	0.0000E+00
0.0000E+00		5.9351E+00	0.0000E+00
0.0000E+00		1.0672E+00	0.0000E+00
0.0000E+00		1.2764E-01	1.4298E-07
0.0000E+00		9.7790E-03	4.9641E-06
2.0065E-02		4.3545E-04	8.8105E-05
3.0082E-01		8.6040E-06	8.1286E-04
3.0163E+00		1.1883E-09	3.3174E-03
1.9543E+01		0.0000E+00	2.1965E-03
7.2784E+01		0.0000E+00	6.4330E-04
5.2807E+01		0.0000E+00	9.7940E-05
2.2023E+01		0.0000E+00	7.6190E-06
5.9351E+00		0.0000E+00	2.4087E-07
1.0672E+00		0.0000E+00	4.9899E-11
1.2764E-01		7.5641E-04	0.0000E+00
9.7790E-03		1.3689E-02	0.0000E+00
4.3545E-04		1.5548E-01	0.0000E+00
8.6040E-06		1.0622E+00	0.0000E+00
1.1883E-09		3.7404E+00	0.0000E+00
0.0000E+00		2.8702E+00	0.0000E+00
0.0000E+00		1.1352E+00	0.0000E+00
0.0000E+00		2.7008E-01	0.0000E+00
0.0000E+00		4.0258E-02	0.0000E+00
0.0000E+00		3.6971E-03	5.6920E-10
2.2055E-01		1.9201E-04	3.8922E-08
2.9142E+00		4.3359E-06	1.0155E-06
2.7665E+01		6.7367E-10	1.2102E-05
1.9092E+02		0.0000E+00	5.8083E-05
8.0455E+02		0.0000E+00	3.2701E-05
5.1590E+02		0.0000E+00	7.4146E-06
2.0200E+02		0.0000E+00	7.6791E-07
5.7495E+01		0.0000E+00	3.0345E-08
1.1724E+01		0.0000E+00	7.5437E-12
1.6922E+00		1.4584E-05	0.0000E+00
1.6884E-01		3.4360E-04	0.0000E+00
1.1089E-02		4.6978E-03	0.0000E+00
4.3205E-04		3.6194E-02	0.0000E+00
7.5882E-06		1.3314E-01	0.0000E+00
9.4320E-10		9.7800E-02	0.0000E+00
0.0000E+00		3.4301E-02	0.0000E+00
0.0000E+00		6.7792E-03	0.0000E+00
0.0000E+00		7.7672E-04	0.0000E+00 Conc. en (20,10,1)
0.0000E+00		4.8380E-05	
0.0000E+00		1.2746E-06	

Ejemplo 2

Este ejemplo está tomado de las aplicaciones realizadas para el “Test Case 2 C” del Acuerdo de Investigación Coordinado del Organismo Internacional de Energía Atómica [Rives, 1995]. Se trata de una región de 1500 m por 760 m por 45 m de profundidad que, en este caso se simuló el transporte de tritio hasta los 600 años con un delta t de 7 días. Tiene dos series de 10 trincheras cada una, de 100 m de largo, por 20 m de ancho, que se ubican en la zona no saturada. La dirección del flujo predominante está a unos 66º de la dirección de las trincheras. Los ejes se han rotado de modo de que la velocidad coincida con el eje X. El transporte en la zona no saturada, fue calculado con otro programa, y se generó una salida de flujo de actividad que ingresa en el acuífero en función del tiempo.

En el gráfico 5 se presenta la región con la ubicación de la zona de residuos y los nodos fuente:

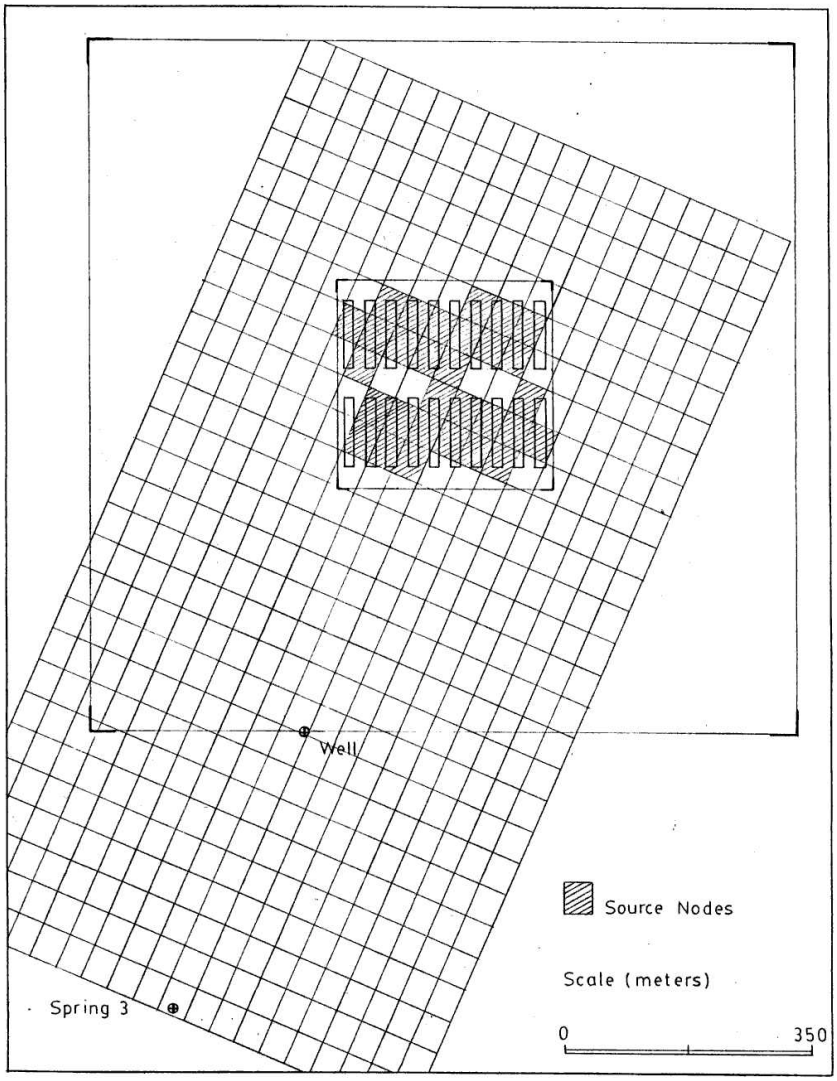


Gráfico 5

Los archivos de datos son los siguientes:

GRIDAT93.TXT

30	19	5	número de nodos en X, Y. Z
50	40	7	Δx, Δy, Δz [m]
7			Δt [d]
600			
1	100		Salidas cada 100 años
2			
6			Nodos de observación (*)
19	10	2	
19	10	3	
19	10	4	
19	10	5	
28	10	1	
28	10	2	
30			Nodos fuente
6	10	1	
6	11	1	
6	12	1	
7	7	1	
7	8	1	
7	9	1	
7	10	1	
7	11	1	
7	12	1	
8	6	1	
8	7	1	
8	8	1	
8	9	1	
8	10	1	
8	13	1	
9	7	1	
9	10	1	
9	11	1	
9	12	1	
9	13	1	
9	14	1	
10	8	1	
10	9	1	
10	10	1	
10	11	1	
10	12	1	
10	13	1	
11	8	1	
11	9	1	
11	10	1	
4			Actividad definida en archivo

(*) En el nodo de i =19 y j = 10 existe un pozo (Well), por lo que se investigan los estratos inferiores, y en el de i = 28 y j = 10 existe un manantial (Spring 3), por lo que interesan los nodos superiores. Los nodos sombreados son los nodos fuente.

GEODAT93.TXT

```
0                                   campo de velocidad variable
12.35    "A"                        semiperíodo
1                                   R
.1                                  porosidad
"trh3"                              archivo fuente"TRH3.TXT"
10       2
5.5E-7        0       0             velocidades en el estrato 1
1.375E-5      0       0             ídem estrato 2
1.375E-5      0       0                 ...
1.375E-5      0       0
1.375E-5      0       0             ídem estrato 5
```

El archivo GEODAT se armó también para ejecutar con la versión 24, pero no pudo hacerse por falta de memoria de máquina, el mismo tiene 2861 líneas.

TRH3.TXT (listado parcial)

```
año   actividad [Bq]
1       0.00E+00        36      2.89E+05        71      1.93E+06
2       0.00E+00        37      3.34E+05        72      1.92E+06
3       1.87E-08        38      3.84E+05        73      1.91E+06
4       5.24E-06        39      4.36E+05        74      1.90E+06
5       2.07E-04        40      4.93E+05        75      1.88E+06
6       3.18E-03        41      5.52E+05        76      1.87E+06
7       2.76E-02        42      6.14E+05        77      1.84E+06
8       1.63E-01        43      6.79E+05        78      1.82E+06
9       7.33E-01        44      7.45E+05        79      1.79E+06
10      2.67E+00        45      8.13E+05        80      1.77E+06
11      8.25E+00        46      8.83E+05        81      1.74E+06
12      2.24E+01        47      9.52E+05        82      1.71E+06
13      5.44E+01        48      1.02E+06        83      1.67E+06
14      1.21E+02        49      1.09E+06        84      1.64E+06
15      2.49E+02        50      1.16E+06        85      1.60E+06
16      4.79E+02        51      1.23E+06        86      1.57E+06
17      8.71E+02        52      1.30E+06        87      1.53E+06
18      1.51E+03        53      1.36E+06        88      1.49E+06
19      2.50E+03        54      1.42E+06        89      1.45E+06
20      3.98E+03        55      1.48E+06        90      1.41E+06
21      6.12E+03        56      1.54E+06        91      1.37E+06
22      9.11E+03        57      1.59E+06        92      1.34E+06
23      1.32E+04        58      1.64E+06        93      1.30E+06
24      1.86E+04        59      1.69E+06        94      1.26E+06
25      2.57E+04        60      1.73E+06        95      1.22E+06
26      3.46E+04        61      1.77E+06        96      1.18E+06
27      4.58E+04        62      1.80E+06        97      1.14E+06
28      5.95E+04        63      1.83E+06        98      1.10E+06
29      7.60E+04        64      1.86E+06        99      1.06E+06
30      9.56E+04        65      1.88E+06        100     1.03E+06
31      1.18E+05        66      1.90E+06                ...
32      1.45E+05        67      1.91E+06        498     2.72E-07
33      1.75E+05        68      1.92E+06        499     2.48E-07
34      2.09E+05        69      1.93E+06        500     2.27E-07
35      2.47E+05        70      1.93E+06        0
```

Los archivos de salida son

3cmax93.txt

Salidas C- t

3salt93.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (19, 10, 2)
3salt93.2	ídem (19, 10, 3)
3salt93.3	...
3salt93.4	
3salt93.5	ídem (28, 10, 1)
3salt93.6	ídem (28, 10, 2)

Salidas C- coordenadas

3sal93.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 100
3sal93.2	ídem para el año 200
3sal93.3	...
3sal93.4	
3sal93.5	
3sal93.6	ídem para el año 600
3sal93.fin	salida final (año 600)

A continuación presentamos algunos de los archivos de salida:

3CMAX93.TXT

x	y	z	t	Cmax
%925	%380	32	42.46	5.3653E+04
%925	%380	18	43.40	5.9945E+04
%925	%380	25	43.40	6.0103E+04
%925	%380	11	43.42	5.9653E+04
%1375	%380	11	65.30	1.7083E+05
%1375	%380	4	75.39	1.7231E+05

3SALT93.1 (listado parcial)

Concentración año 1, nodo (19, 10, 2)

0.0000E+00	9.3082E+04	1.4611E+05
0.0000E+00	1.0083E+05	1.4179E+05
0.0000E+00	1.0892E+05	1.3737E+05
3.3687E-10	1.1564E+05	1.3300E+05
9.5141E-08	1.2365E+05	1.2747E+05
3.9385E-06	1.3182E+05	1.2336E+05
6.5676E-05	1.3971E+05	1.1959E+05
6.5548E-04	1.4713E+05	1.1566E+05
4.1153E-03	1.5427E+05	1.1168E+05
2.0445E-02	1.6162E+05	1.0773E+05
8.1879E-02	1.6679E+05	1.0388E+05
2.7622E-01	1.7327E+05	9.9224E+04
8.1196E-01	1.7966E+05	9.5602E+04
2.1265E+00	1.8554E+05	9.2153E+04
5.1571E+00	1.9084E+05	8.8704E+04
1.1041E+01	1.9561E+05	8.5297E+04
2.2557E+01	2.0015E+05	8.1945E+04
4.3304E+01	2.0216E+05	7.8686E+04
7.8760E+01	2.0588E+05	7.4865E+04
1.3658E+02	2.0930E+05	7.1860E+04
2.2686E+02	2.1203E+05	6.9017E+04
3.6696E+02	2.1407E+05	6.6205E+04
5.5772E+02	2.1568E+05	6.3454E+04
8.3696E+02	2.1723E+05	6.0769E+04
1.2214E+03	2.1604E+05	5.8167E+04
1.7362E+03	2.1655E+05	5.5181E+04
2.4102E+03	2.1669E+05	5.2820E+04
3.2727E+03	2.1627E+05	5.0588E+04
4.3919E+03	2.1535E+05	4.8386E+04
5.6678E+03	2.1402E+05	4.6254E+04
7.3005E+03	2.1264E+05	4.4167E+04
9.2532E+03	2.0868E+05	4.2157E+04
1.1548E+04	2.0656E+05	3.9908E+04
1.4232E+04	2.0441E+05	3.8118E+04
1.7305E+04	2.0201E+05	3.6430E+04
2.0906E+04	1.9919E+05	3.4762E+04
2.4563E+04	1.9593E+05	3.3148E+04
2.8929E+04	1.9250E+05	3.1596E+04
3.3755E+04	1.8720E+05	3.0093E+04
3.8987E+04	1.8361E+05	2.8413E+04
4.4605E+04	1.8020E+05	2.7078E+04
5.0625E+04	1.7633E+05	2.5817E+04
5.7224E+04	1.7216E+05	2.4594E+04
6.3298E+04	1.6783E+05	2.3402E+04
7.0382E+04	1.6355E+05	2.2265E+04
7.7790E+04	1.5796E+05	2.1159E+04
8.5368E+04	1.5412E+05	1.9949E+04
	1.5025E+05	1.8994E+04

1.8094E+04	7.7488E+03	3.1760E+03
1.7213E+04	7.3402E+03	2.9774E+03
1.6369E+04	6.9526E+03	2.8165E+03
1.5550E+04	6.5316E+03	2.6663E+03
1.4766E+04	6.1903E+03	2.5198E+03
1.3916E+04	5.8717E+03	2.3798E+03
1.3228E+04	5.5633E+03	2.2466E+03
1.2566E+04	5.2680E+03	2.1196E+03
1.1917E+04	4.9851E+03	1.9851E+03
1.1304E+04	4.7171E+03	1.8770E+03
1.0722E+04	4.4276E+03	1.7749E+03
1.0168E+04	4.1920E+03	…….
9.5628E+03	3.9722E+03	
9.0738E+03	3.7588E+03	1.3040E-41
8.6173E+03	3.5546E+03	5.5814E-42
8.1743E+03	3.3595E+03	2.3878E-42 Conc. en el año 600

Ejemplo 3

Es similar al ejemplo 2 (corrida 93), pero con término fuente tipo 5: flujo definido en archivo. El elemento es Th-230, por lo tanto la duración de la corrida es mayor, y se eligió un Δt de 10 años. La frecuencia del término fuente es inicialmente de 1 año, hasta los 1.000 años, y luego pasa a ser de 10 años hasta 10.000 años, donde cambia a una frecuencia de 100 años hasta 150.000 de años. El programa adapta el valor del incremento de tiempo al del término fuente. Los archivos de datos son:

GRIDAT50.TXT

30 19 5	número de nodos según X, Y, Z
50 40 7	Δx, Δy, Δz [m]
36500	Δt [d] es de 100 años
1000000	Tlim es de 1.000.000 de años
1 100000	"iso": tipo de salidas en función de la posición cada 100.000 años
2	"ipo": tipo de salidas en los nodos de interés
6	6 nodos de observación
19 10 3	posición (i, j, k) para el nodo de observación 1
19 10 4	...
19 10 5	
28 10 1	
28 10 2	
28 10 3	
30	30 nodos fuente
6 10 1	posición (i, j, k) para el nodo fuente 1
6 11 1	...
6 12 1	
7 7 1	
7 8 1	
7 9 1	
7 10 1	
7 11 1	
7 12 1	
8 6 1	
8 7 1	
8 8 1	
8 9 1	
8 10 1	
8 13 1	
9 7 1	
9 10 1	
9 11 1	
9 12 1	

```
9      13     1
9      14     1
10      8     1
10      9     1
10      10    1
10      11    1
10      12    1
10      13    1
11      8     1
11      9     1
11      10    1
5                              término fuente tipo 5: flujo de actividad definido en archivo.
```

GEODAT50.TXT

```
0                              campo de velocidad variable
77000      "A"                 semiperíodo 77.000 años
5626                           coeficiente de retardo
.1                             porosidad
"tftrt230"                     Archivo de datos “TFTRT230.TXT”
10       2                     Dispersividades longitudinal y transversal [m]
5.5E-7        0       0        Velocidades según X, Y, Z en estrato 1
1.375E-5      0       0        Velocidades según X, Y, Z en estrato 2
1.375E-5      0       0                ...
1.375E-5      0       0
1.375E-5      0       0        Velocidades según X, Y, Z en estrato 5
```

TFTRT230.TXT (se presenta en dos columnas de texto)

```
año       Flujo de actividad [Bq/a]
1          0
2          0
3          0
4          0
5          0
6          0
7          0
8          0
9          0
10         0
11         0
12         6.4014E-61
13         2.9617E-60
14         8.961E-60
15         1.721E-59
16         6.721E-59
17         9.256E-59
18         1.0617E-60
19         3.5845E-58
20         1.5234E-57
      ....
990        2.9522E-14
991        3.0238E-14
992        3.097E-14
993        3.1719E-14
994        3.2483E-14
995        3.3265E-14
996        3.4064E-14
997        3.488E-14
998        3.5714E-14
999        3.6566E-14
1000       3.7436E-14
1010       3.8326E-14
1020       3.9234E-14
1030       4.0163E-14
1040       4.1111E-14
1050       5.1783E-14
       ...
9900       0.47215894
9910       0.47574101
9920       0.47934419
9930       0.48296857
9940       0.48661424
9950       0.49028128
9960       0.49396977
9970       0.49767979
9980       0.50141143
9990       0.50516477
10000      0.50893989
10100      0.51273688
10200      0.51655582
10300      0.5203968
10400      0.52425989
10500      0.56412567
         ...
148900     0.02873784
149000     0.02837436
149100     0.02801537
149200     0.02766081
149300     0.02731063
149400     0.02696478
149500     0.0266232
149600     0.02628584
149700     0.02595265
149800     0.02562359
149900     0.0252986
150000     0.02497764
       ...
```

Los archivos de salida son

3cmax50.txt	que no presenta ningún máximo

Salidas C- t

3salt50.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (19, 10, 3)
3salt50.2	ídem (19, 10, 4)
3salt50.3	...
3salt50.4	
3salt50.5	ídem (28, 10, 2)
3salt50.6	ídem (28, 10, 3)

Salidas C- coordenadas

3sal50.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 100.000
3sal50.2	ídem para el año 200.000
...	
3sal50.9	
3sal50.10	ídem para el año 1.000.000
3sal50.fin	salida final (año 1.000.000)

A continuación presentamos uno de los archivos de concentración en un nodo en función del tiempo:

3SALT50.1 (listado parcial)

```
0.0000E+00              año 1
0.0000E+00              año 2
0.0000E+00
  ...
0.0000E+00              año 100
0.0000E+00

  ...
4.3988E-26
4.5973E-26              año 1000
6.6674E-26              año 1010
9.6231E-26              año 1020
1.3823E-25
1.9764E-25
2.8129E-25
3.9853E-25
5.6215E-25
7.8950E-25
1.1041E-24
1.5375E-24              año 1100
2.1322E-24
  ...
1.1709E-01              año 10000
1.3466E-01              año 10100
1.5461E-01              año 10200
1.7720E-01
2.0276E-01
2.3161E-01
  ...
4.3966E-01              año 11000
4.9747E-01
  ...
2.0008E+04              año 100000
1.9887E+04              año 100100
1.9767E+04
  ...
7.9183E-01
7.8187E-01              año 200.000
7.7202E-01
7.6230E-01
  ...
0.0000E+00              año  999.800
0.0000E+00              año  999.900
0.0000E+00              año 1.000.000
```

A pesar de que Δt es de 100 años, el programa acompaña con el incremento de tiempo al archivo fuente, y recién cuando alcanza el Δt máximo sigue con dicho valor hasta finalizar la simulación.

Ejemplo 4

Es el mismo caso del ejemplo 4, para la versión 24. Se presentan solamente los archivos de datos son:

GRIDAT51.TXT

```
20      1       10
1       1       1
73
100
1
10
2
7                               Siete nodos de observación
5       1       1
5       1       10
15      1       1
15      1       5
15      1       10
20      1       1
20      1       2
1                               Un nodo fuente
5       1       1
2                               Término fuente tipo 2
```

GEODAT51.TXT

```
0                               Campo de velocidades variable
0       "A"
1
.4
1e+10   1000                    Jini, Tlib
10                              Tlix
1.5     0.2
7.846E-10       0       9.969E-9    velocidades
2.334E-9        0       9.723E-9
3.827E-9        0       9.239E-9
5.225E-9        0       8.526E-9
6.495E-9        0       7.604E-9
7.604E-9        0       6.494E-9
8.526E-9        0       5.225E-9
9.239E-9        0       3.827E-9
9.724E-9        0       2.334E-9
9.969E-9        0       7.846E-10
```

Los resultados obtenidos son similares a los de la versión 24.

Ejemplo 5

Se utilizó un término fuente tipo 1, concentración exponencial decreciente con semiperíodo de decaimiento igual al radiactivo, con velocidad unidireccional constante. Los archivos de datos utilizados son:

GRIDAT56.TXT

```
20      10      3
2       2       3
1                               Delta t
200                             Tlim
1                               “iso”
10
2                               “ipo”
3                               Tres nodos de observación
18      5       1
18      5       2
19      5       3
1                               Un nodo fuente
5       6       1
1                               Término fuente tipo 1
```

GEODAT56.TXT

```
1                               Campo de velocidades uniforme
1000    "A"
1                               R
.4
1       1000                    Jini, Tlib

15                              Tlmed
50      10                      Dispersividades [m]
1E-9    0       0               Velocidad en X, Y, Z [m/s]
```

Los archivos de salida son:

3cmax56.txt

Salidas C- t

3salt56.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (18, 5, 1)
3salt56.2	ídem (18, 5, 2)
3salt56.3	ídem (19, 5, 3)

Salidas C- coordenadas

3sal56.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal56.2	ídem para el año 20
...	
3sal56.19	ídem para el año 190
3sal56.20	ídem para el año 200
3sal56fin	salida final (año 200)

I. 4.2. Ejemplos de verificación

Como los resultados de las versiones 24 y 25 son similares, sino idénticos, la verificación para los dos modelos se ha desarrollado de manera unificada.

I. 4.2.1. Caso 1

Es un caso unidimensional con velocidad uniforme. Inicialmente todos los nodos tienen concentración nula, excepto en el nodo cero, que tiene concentración unitaria constante, y en el nodo n+1 se mantiene concentración nula. La solución de la ecuación converge para $t \rightarrow \infty$ a:

$$C(x) = \frac{e^{Pe.x} - 1}{e^{Pe} - 1} \qquad con\ Pe = \frac{V_x L}{D_{xx}}$$

Para realizar este ejemplo se modificó la subrutina bordes, cambiando las condiciones de borde "X" de este modo:

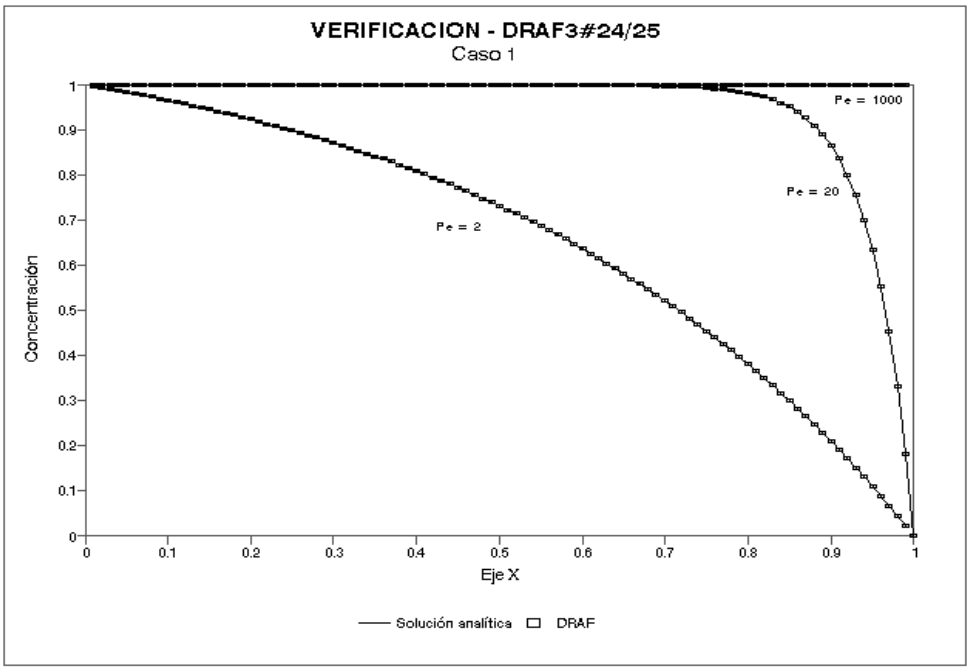
$$C(0,j,k) = 1 \qquad \text{para } t \geq 0$$

$$C(n+1,j,k) = 0 \qquad \text{para } t \geq 0$$

Para los bordes "Y" se colocaron condiciones de borde "impermeables" a la difusión.

Como la ecuación es a tiempo infinito, el modelo se modificó para detenerse cuando la variación de la concentración para todos los nodos fuera menor a 10E-12.

En el gráfico siguiente se pueden observar la comparación entre la solución analítica y la solución dada por el modelo. La verificación se realizó para tres valores diferentes del número de Peclet.



Con los valores del modelo y los teóricos, se calculó el error relativo porcentual promedio ε_{med} y el máximo ε_{max} para cada curva. A continuación se presentan los valores obtenidos:

para Pe = 2	ε_{med} = 0,001 %	ε_{max} = 0,004 %
para Pe = 20	ε_{med} = 0,026 %	ε_{max} = 0,298 %
para Pe = 1000	ε_{med} = 0,108 %	ε_{max} = 5,466 %

Para todos los casos, tanto los errores promedio como los máximos se presentan en valor absoluto.

I. 4.2.2. Caso 2

Consiste en una columna semi-infinita (Z > 0) formada por medio poroso. En Z = 0 existe un flujo continuo de concentración Co. La ecuación que gobierna el proceso es:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D_{xx} \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} C - V_x \frac{\partial C}{\partial x} \lambda C$$

Y las condiciones de borde:

x > 0	$\Rightarrow$ C = 0	para t $\leq$ 0
x = 0	$\Rightarrow$ C = Co	para t > 0
x $\rightarrow \infty$	$\Rightarrow$ C = 0	para t > 0

La misma puede obtenerse de la ecuación original del modelo adoptando Vy = Vz = 0; R = 0. La diferencia básica con el caso anterior es que contempla el decaimiento radiactivo. La solución a esta ecuación dada por Bear (1972, p.630) y se presenta a continuación:

$$C(x,y,t) = \frac{Co}{2} e^{(V_z z / 2D_{xx})} [e^{-z\beta} erfc(\chi_1) + e^{z\beta} erfc(\chi_2)] \qquad \textbf{(34)}$$

con

$$\chi_1 = \frac{x - \sqrt{V_x^2 + 4\lambda D_{xx}}\ t}{2\sqrt{D_{xx} t}} \qquad \chi_2 = \frac{x + \sqrt{V_x^2 + 4\lambda D_{xx}}\ t}{2\sqrt{D_{xx} t}}$$

Para representar el problema con el modelo DRAF, debieron modificarse las condiciones de borde "X" el borde aguas arriba se cambió por uno nodo de concentración unitaria constante:

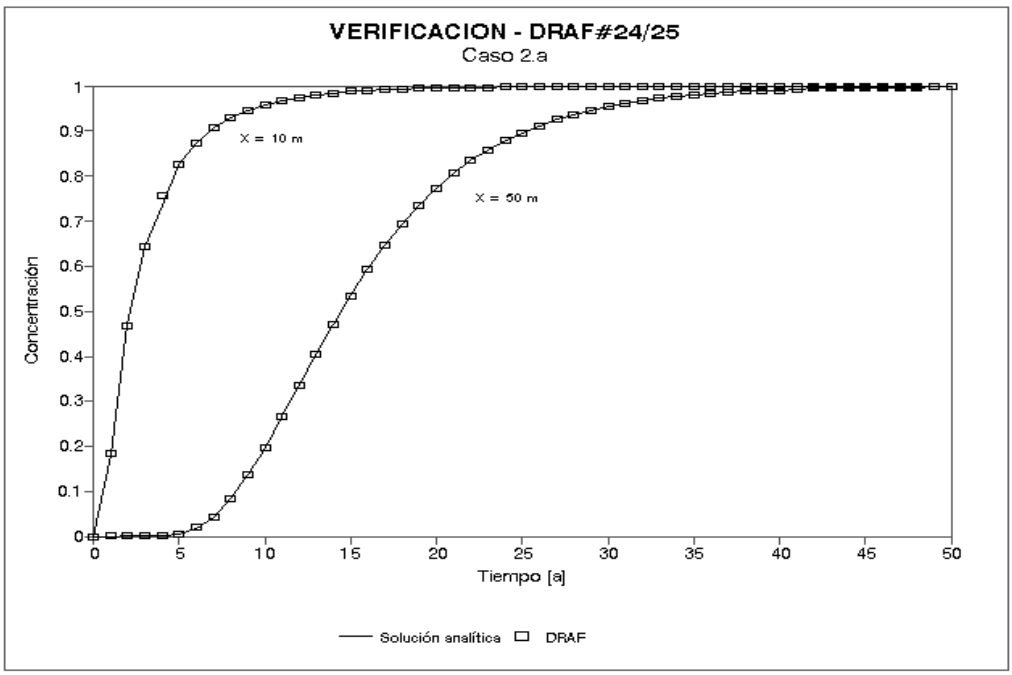
C(0, j, k) = 1,

el borde aguas abajo en cambio se modificó a uno de gradiente nulo (condición impermeable a la dispersión).

Caso 2.a: Los parámetros utilizados son:

Vx = 1,0E-6 m/s	α_L = 0,1 m	λ= 0
Δx = 1 m	Δy = 1 m	Δz = 1 m
n =1	m = 1	I = 99
Co = 1		

Se verificó la salida para x = 10 m y x = 50 m, como se puede visualizar en el gráfico siguiente:



Para este ejemplo los errores obtenidos son:

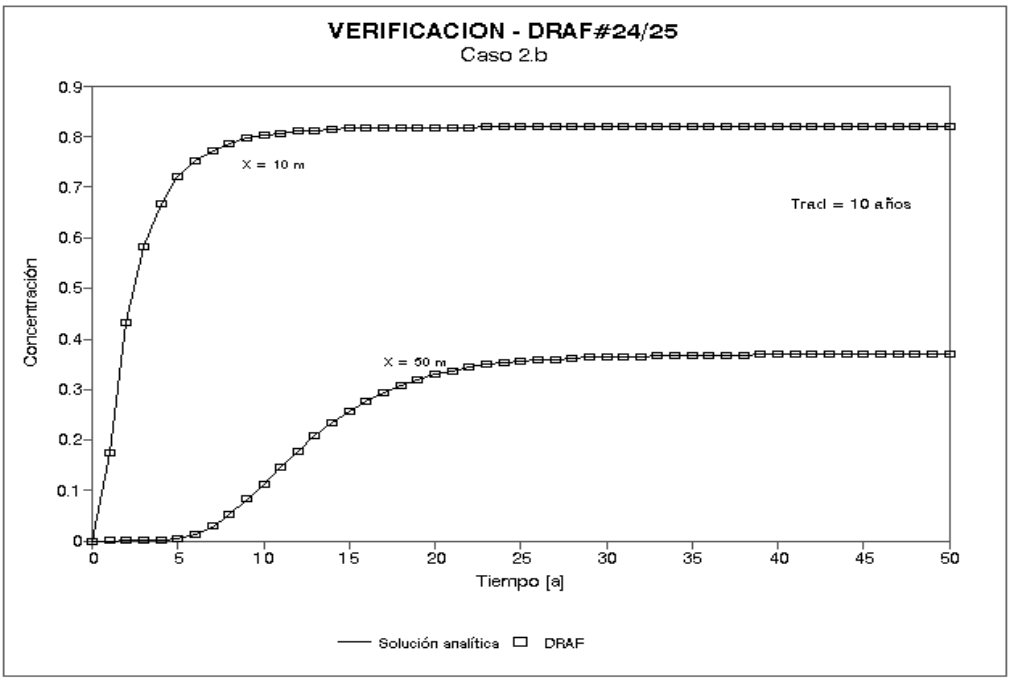
para x = 10	ε_{med} = 0,003 %	ε_{max} = 0,575 %
para x = 50	ε_{med} = 1,167 %	ε_{max} = - (3,69E-15) (*)

(*) Hay ciertos casos, en que el valor del error relativo porcentual no tiene sentido práctico, ya que la magnitud del valor "correcto" es muy pequeña. En este caso particular dicho error es de 6654 %, pero corresponde a una diferencia absoluta de 3,69E-15. Debe tenerse en cuenta que esta diferencia es quince ordenes de magnitud menor que el valor de la concentración de referencia Co = 1. En estos casos se colocará entre paréntesis el valor absoluto de la diferencia entre los valores.

Caso 2.b: Se consideró un semiperíodo de 10 años para el decaimiento radiactivo. Los parámetros utilizados son:

Vx = 1,0E-6 m/s	α_L = 0,1 m	λ = ln (2) / (10 a)
Δx = 1 m	Δy = 1 m	Δz = 1 m
n = 1	m = 1	I = 99
Co = 1		

Se verificó la salida para x = 10 m y 50 m, como se puede visualizar en el gráfico siguiente



Para este ejemplo los errores obtenidos son:

para x = 10	ε_{med} = 0,005 %	ε_{max} = 0,640 %
para x = 50	ε_{med} = 86,40 % (7,91E-06)	ε_{max} = - (3,48E-15)

I. 4.2.3. Caso 3

Este es un caso bidimensional, en el plano X-Y, con flujo uniforme, Vx constante en la dirección X positiva, en un campo infinito [Bear, 1972, p. 633].

El plano está dividido en dos partes por una línea de ecuación Y = X.tan α la parte superior izquierda tiene una concentración Co mayor que cero, mientras que la otra parte tiene concentración nula en t = 0, Gráfico 6.

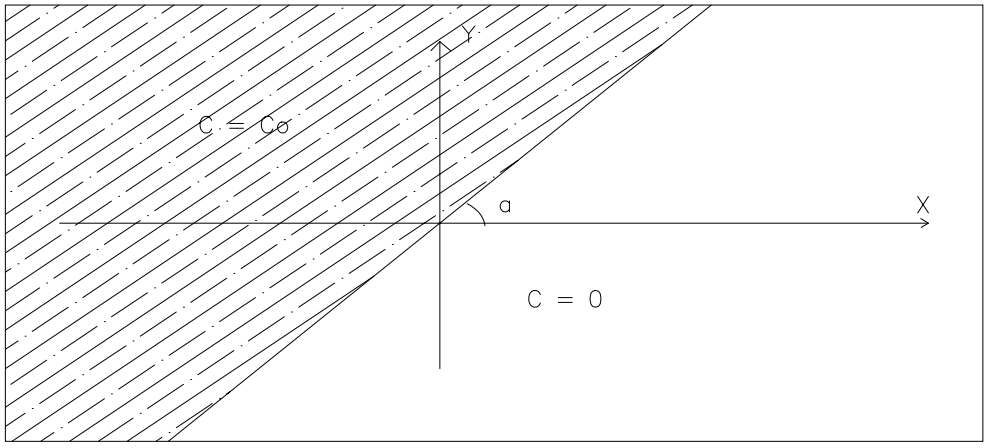


Gráfico 6. Concentración inicial

La ecuación que gobierna el proceso es:

$$R\frac{\partial C}{\partial t} = D_{xx}\frac{\partial^2 C}{\partial x^2}C + D_{yy}\frac{\partial^2 C}{\partial y^2}V_x\frac{\partial C}{\partial x}$$

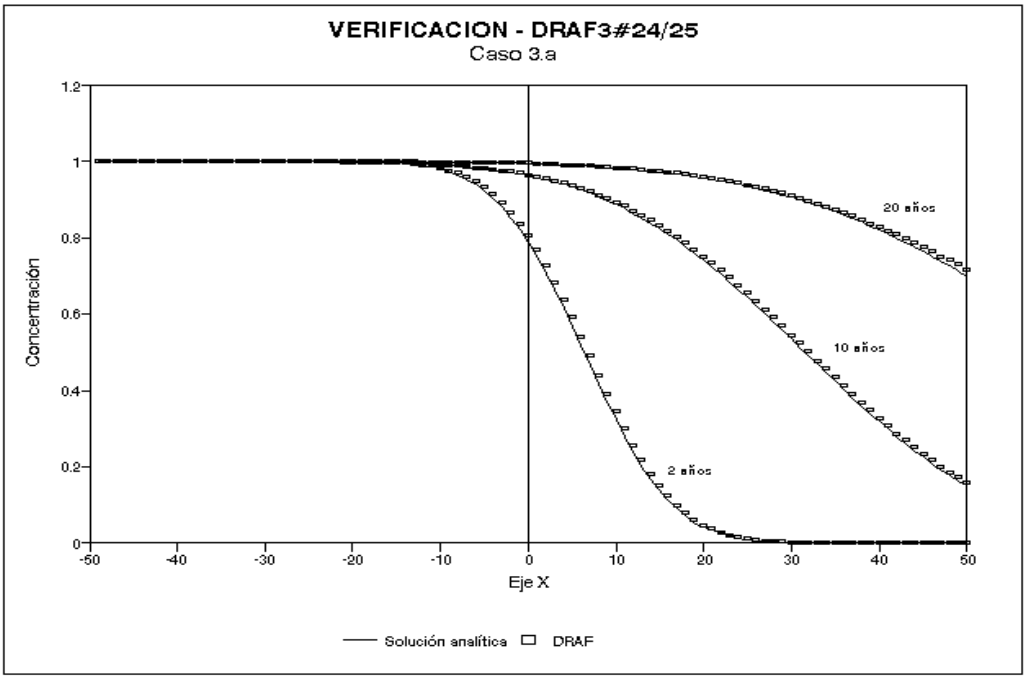
La misma puede obtenerse de la ecuación original del modelo adoptando Vy = Vz = 0; R = 0; $\lambda = 0$. La solución a esta ecuación dada por Bear es :

$$C(x,y,t) = \frac{Co}{2}\,erfc\,(\chi) \qquad con \qquad \chi = \frac{(x - V_x t)\,sen\alpha - y\cos\alpha}{4\sqrt{D_{xx}\,sen^2\alpha + D_{yy}\cos^2\alpha}} \qquad \textbf{(35)}$$

donde *erfc* es la función error complementaria. Las demás variables fueron definidas anteriormente.

Para representar el problema con el modelo DRAF, se modificaron las condiciones de borde Y del problema, reemplazándolas por las de tipo “impermeable” a la difusión, también se aumentó la precisión de las salidas del modelo.

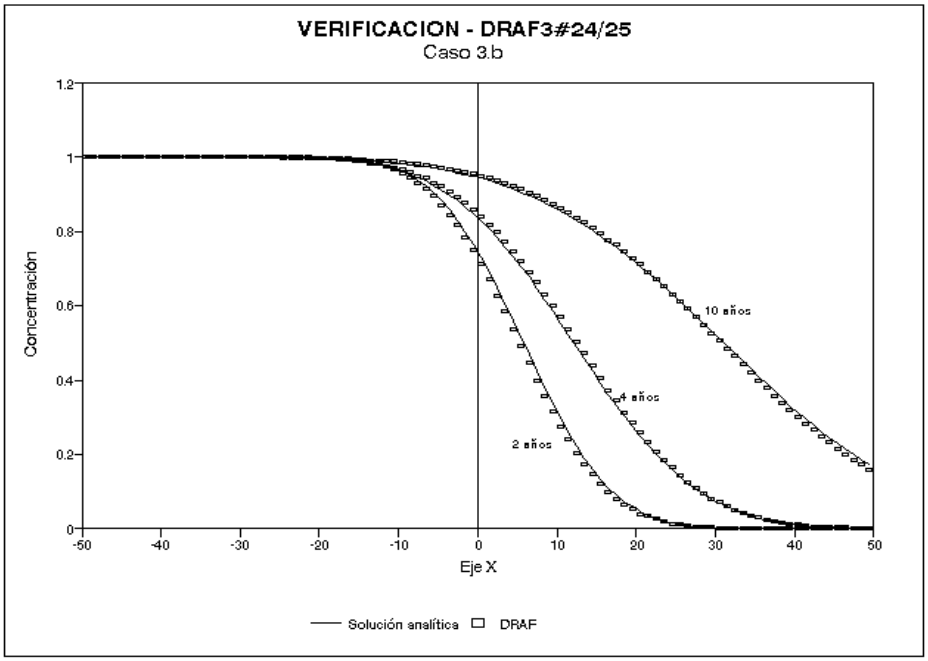
a) La primera verificación se realizó para $\alpha = \pi/2$, que resulta en un frente perpendicular al sentido del movimiento. En el gráfico siguiente se presenta la comparación entre la solución analítica y la del modelo



Los errores son:

para t = 2 años	ε_{med} = 5,39 %	ε_{max} = 16,46 %
para t = 10 años	ε_{med} = 1,03 %	ε_{max} = 5,98 %
para t = 20 años	ε_{med} = 0,28 %	ε_{max} = 2,66 %

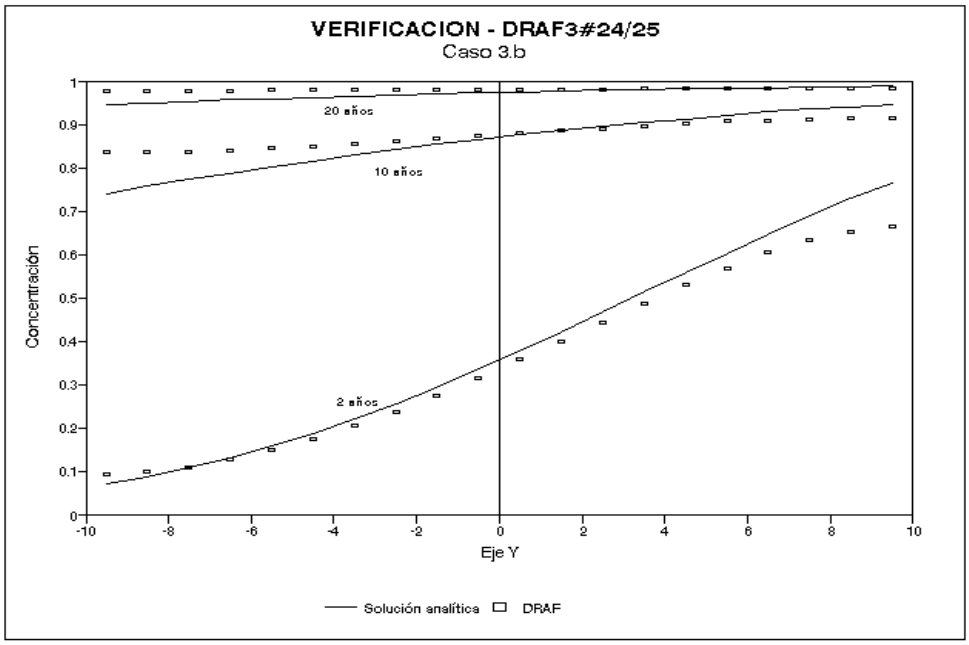
b) Se tomó el caso de $\alpha = \pi/4$. En el primer gráfico se presenta la solución analítica y numérica en función del tiempo, respecto del eje X:



En estos casos los errores son:

para t = 2 años	ε_{med} = 5,44 %	ε_{max} = 20,13 % (5,14E-08)
para t = 4 años	ε_{med} = 0,67 %	ε_{max} = 8,50 %
para t = 10 años	ε_{med} = 0,56 %	ε_{max} = 6,75 %

Con respecto al eje Y se producen mayores diferencias entre la solución analítica y la numérica originada en las condiciones de borde. Los resultados que se presentan se han realizado con un borde “impermeable” a la difusión, que no es demasiado apropiado para una geometría “infinita”.



Para estas curvas los errores son:

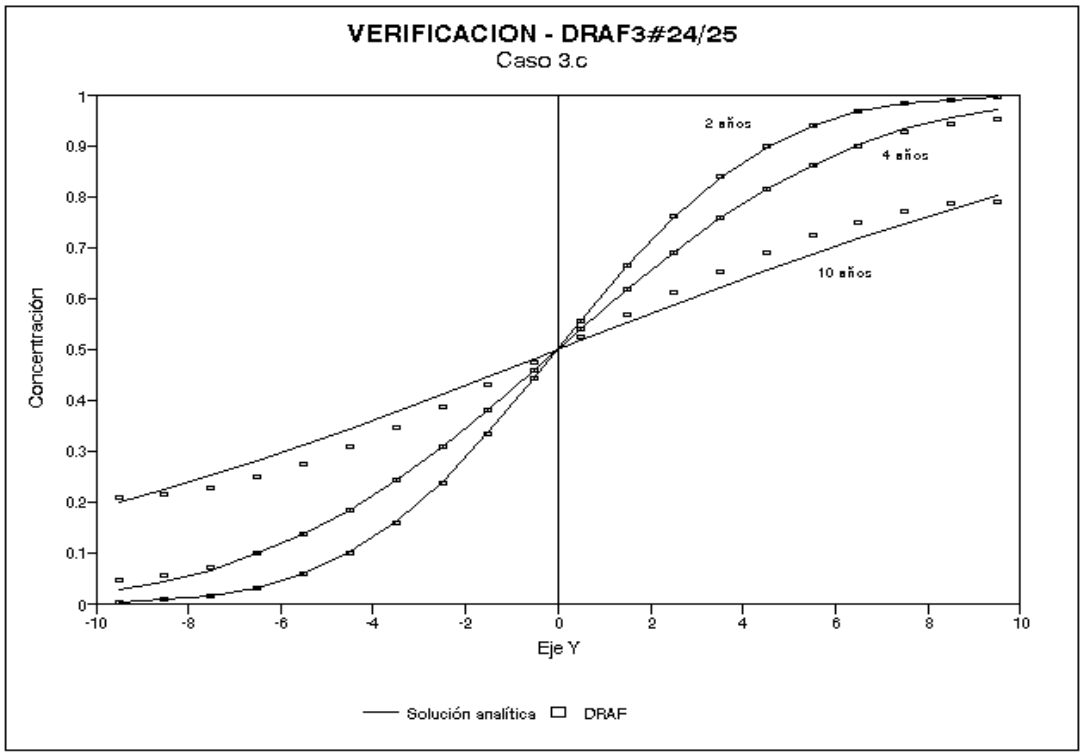
para t = 2 años	ε_{med} = 3,33 %	ε_{max} = 30,74 % (0,022)
para t = 10 años	ε_{med} = 2,04 %	ε_{ax} = 12,77 % (0,095)
para t = 20 año	ε_{med} = 0,92 %	ε_{max} = 3,39 %

También se simuló este caso con bordes exponenciales, pero como ya se ha expresado, estos no son apropiados cuando existen nodos fuente adyacentes a los mismos. En este caso el borde con concentración inicial nula se aproxima más a los valores de la solución analítica, pero en el borde con concentración unitaria, se genera un aumento progresivo de la misma, que finalmente supera el valor de la concentración inicial.

La solución en una aplicación práctica del modelo sería aumentar el número de nodos en el sentido Y, en este caso no se realizó por problemas de memoria, y para no modificar el número de nodos en el sentido X.

También se aprecia que la curva de la solución numérica tiende a hacerse horizontal cerca de los bordes, lo que es coherente con el tipo de ecuación de borde Y utilizada. La solución real, en cambio, tiene una pendiente definida.

c) Se tomó α= 0, en este caso la dispersión del contaminante se debe al coeficiente de dispersión transversal Dyy exclusivamente, como puede apreciarse al reemplazar el valor de αpor cero en la ecuación (35). La comparación se aprecia en el gráfico siguiente



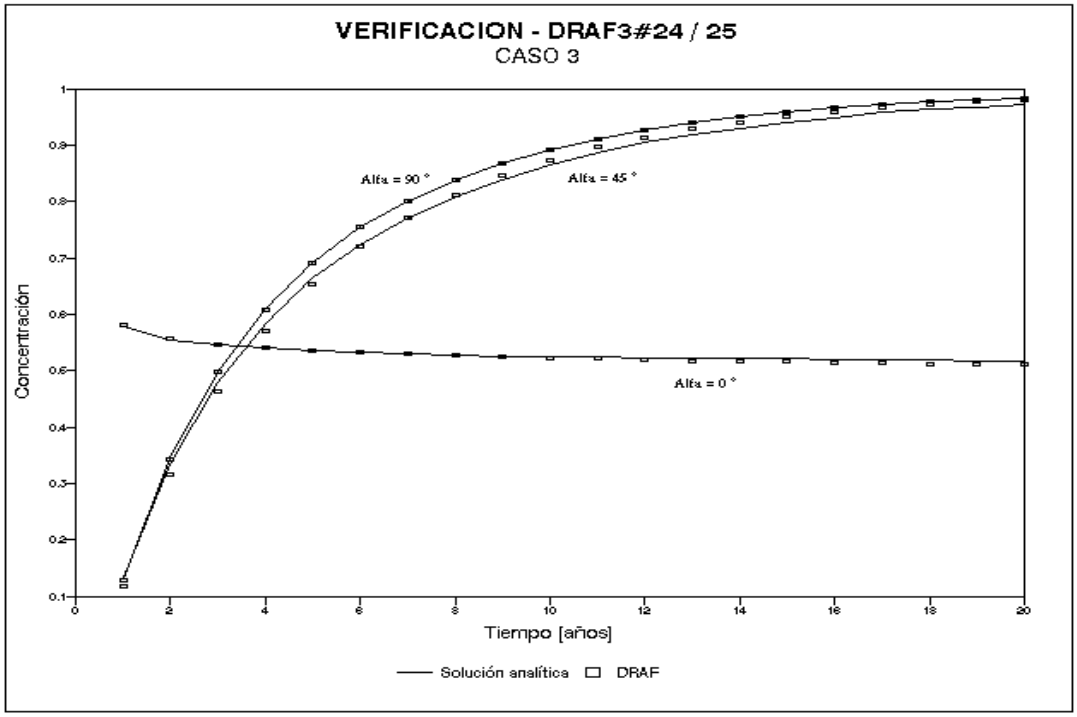
Los errores calculados son:

para t = 2 años	ε_{med} = 2,91 %	ε_{max} = 51,15 % (1,91E-03)
para t = 4 años	ε_{med} = 4,71 %	ε_{max} = 62,08 % (0,0182)
para t = 10 años	ε_{med} = 1,44 %ε	ε_{max} = 11,24 % (0,0351)

Finalmente se realizó la comparación de la concentración en función del tiempo en un punto fijo. Se presenta el resultado de los tres casos en el gráfico de la página siguiente:

Para estas curvas los errores son:

para 0 grados	ε_{med} = 0,51 %	ε_{max} = 1,39 %
para 45 grados	ε_{med} = 0,70 %	ε_{max} = 11,61 %
para 90 grados	ε_{med} = 0,03 %	ε_{max} = 0,52 %.



Capítulo II. MODELO DRAF PARA LA ZONA NO SATURADA

II.1. MARCO CONCEPTUAL

II.1.1. Introducción

En esta sección se describe la versión 26 del modelo DRAF, adecuada especialmente para la zona no saturada. Esta versión se ha desarrollado, tanto en la faz conceptual como en la faz numérica y en su implementación, a partir del modelo para la zona saturada. La diferencia principal que existe entre ambas zonas, es que en la zona no saturada interviene un nuevo parámetro: el contenido de humedad, que aún para las condiciones mas simples que puedan asumirse, depende del suelo y de la profundidad. Esta versión se realizó considerando posibles variaciones en capas horizontales. Otros parámetros como la velocidad, las dispersividades y el coeficiente de retardo dependen del contenido de humedad y por lo tanto también serán variables con la profundidad.

II. 1.2. Ecuación de dispersión para la zona no saturada

Se parte de la ecuación de transporte para un elemento en solución, en un medio poroso saturado parcialmente [Bear, 1972].

$$\frac{\partial}{\partial t}(\theta + \rho_b Kd)\, C = \nabla\theta D.\nabla C - \nabla\theta VC - \lambda(\theta + \rho_b Kd)C \pm F \qquad \textbf{(36)}$$

donde a los símbolos que ya se han definido en el capítulo I se agrega:

θ contenido de humedad que varía entre 0 y la porosidad total θ_t

En esencia, la ecuación es muy similar a la de la zona saturada, salvo que ahora interviene el contenido de humedad. La variación de la concentración responde a los términos descriptos en el capítulo I: *Dispersión hidrodinámica*, *advección*, *decaimiento radiactivo*, y *el término fuente.*

II.1.2.1. Velocidad efectiva

La velocidad efectiva, representa el desplazamiento promedio de una partícula de agua respecto al medio. En la zona no saturada, los movimientos responden a las fuerzas gravitatorias, y a las fuerzas capilares, lo que hace más compleja su determinación. Los componentes según los ejes coordenados pueden calcularse para este caso mediante la siguiente ecuación: [Bear, 1972, p 488]:

$$V_i = \frac{Kh_i(\theta)}{\theta}\frac{\partial H}{\partial i} \qquad con\ i = x, y\ o\ z$$

y con:

$Kh_i(\theta)$ conductividad hidráulica para saturación variable en la dirección i.

$\frac{\partial H}{\partial i}$ gradiente de energía en la dirección i.

H potencial hidráulico es la suma de la energía gravitatoria y las energías capilares y se expresa en metros de columna de agua.

El modelo utiliza como dato de entrada la velocidad efectiva, que deberá ser calculada previamente para todos los estratos de la región a simular.

II. 1.2.2. Coeficientes de dispersión hidrodinámica

En este caso se asumen las mismas hipótesis que para la zona no saturada, llegándose a las mismas ecuaciones finales (ecuaciones 3, punto I. 1.4). Sin embargo, en esta versión los valores de las dispersividades longitudinal y transversal α_L y α_T pueden variar con la profundidad.

Los datos de ingreso del modelo son α_L y α_T, ya que el modelo calcula los coeficientes de dispersión basándose en las componentes de la velocidad.

II.1.2.3. Retención en el medio sólido

Se ha adoptado una relación lineal entre las concentraciones en el medios sólido y líquido [Healy, 1990], utilizándose el coeficiente de distribución K_d. Entonces el coeficiente de retardo resulta:

$$R = \frac{1}{\theta}(\theta + \rho_b Kd) = 1 + \frac{\rho_b Kd}{\theta}$$

Los parámetros ya se han definido anteriormente.

En este modelo también R depende del contenido de humedad del suelo, y entonces, también puede variarse por estratos. El programa utiliza directamente él o los valores de R, que deberán ser incluidos en los archivos de datos.

II.1.3. Término fuente

En esta versión se han tomado los mismos tipos de distribución temporal que para la zona saturada. Sin embargo, como la porosidad y los coeficientes de retardo del medio pueden ser variables, se debió dejar de lado el carácter adimensional de las concentraciones de las versiones para la zona saturada, ya que la actividad no se reparte del mismo modo en todos los nodos. Se verá en cada caso en particular como se toman las concentraciones.

II.1.3.1. Concentración constante

Se deben definir dos datos: el valor de actividad inicial (J_{fu}), y su tiempo de validez. Esta opción calcula para cada incremento o paso de tiempo, el valor de concentración inicial en la región que representa al residuo durante el período de validez de la fuente, del siguiente modo:

$$C_{fuente} = \frac{J_{fu}}{Vol\, R\, \theta} \qquad \textbf{(37)}$$

con C_{fuente} concentraciones de los nodos fuente [Bq/m^3].
J_{fu} actividad constante [Bq].
Vol volumen donde se distribuye la actividad[m^3].

II.1.3.2. Concentración exponencial decreciente

Es el caso de un ingreso continuo de actividad (Jini) que va decayendo con un semiperíodo propio del término fuente (Tlmed). El valor de actividad al momento de su ingreso al residuo se calcula como:

$$J_{fu} = J_{ini}\, e^{-\lambda t}$$

con: J_{fu} actividad que ingresa al residuo [Bq].
J_{ini} actividad inicial [Bq].

γ ln(2)/Tlmed, constante de decaimiento de la fuente [1/d].
Tlmed semiperíodo de la fuente [d].
t tiempo desde el inicio de la simulación [d].

Con el valor de J_{fu} se calcula la concentración del modelo y se adiciona a las concentraciones existentes en la región de la fuente:

$$C_{fuente} = C_{nodo\ fuente} + \frac{J_{fu}}{R\,Vol\,\theta}$$

Esta suma se efectúa cada paso de tiempo antes de realizar el nuevo cálculo. Los datos necesarios para esta opción son el valor de actividad inicial, el semiperíodo representativo del término fuente, y el tiempo de actuación del mismo.

Observación: Las hipótesis en las que se base este término fuente, sustituyen a la hipótesis de equilibrio lineal entre las concentraciones en el sólido y líquido, que dan lugar al coeficiente de retardo. Por lo tanto, al aplicar este término fuente, deberán asignarse valores unitarios de R en los nodos que representen al residuo.

II.1.3.3. Concentración exponencial decreciente con lixiviación

Esta versión tiene en cuenta la lixiviación de los radionucleidos del residuo inmovilizado, según la distribución adoptada por la ARN en el modelo TFURRNS. El flujo de actividad que queda disponible para ser transportado es:

$$J_{fu} = J_{ini}\ \lambda_I\ e^{-(\lambda+\lambda_I)(t-t_o)} \qquad \textbf{(40)}$$

$$\lambda_I = \frac{Q}{Vol\ \theta\ R} = \frac{Inf}{h\ \theta\ R} \qquad \textbf{(41)}$$

con: J_{fu} flujo de actividad [Bq/a] que se adiciona a los nodos fuente.
Q flujo de agua pasante por el residuo [m^3/a].
Vol volumen de residuo [m^3].
J_{ini} actividad inicial dispuesta en el residuo en ese período [Bq].
λI coeficiente de lixiviación [1/a].
Tlix semiperíodo de lixiviación, dato del modelo y se calcula como ln(2)/λI.
to año en el que comienza a actuar ese λI.
Inf infiltración en el suelo [m/a].
h altura del residuo [m].

Los datos para este término fuente son el valor de la actividad inicial (J_{ini}), el semiperíodo de la fuente (Tlix), y el período de actuación de la misma. La concentración ingresa al modelo con la ecuación (39).

Observación: Al igual que en el caso anterior, cuando el residuo se encuentra físicamente en la región simulada por el modelo debe asignarse un coeficiente de retención R = 1 en dicha zona.

II.1.3.4. Actividad definida en archivo

Este caso se utiliza cuando el tipo de término fuente no encuadra en ninguno de los tipos anteriores. Se define un archivo, con la actividad, y el año que ingresa al modelo. No puede colocarse el valor de la concentración, ya que esta transformación depende de los parámetros del estrato correspondiente. La concentración que ingresa al modelo está dada por la ecuación (39).

El dato del modelo es el nombre del archivo.

II.1.3.5. Flujo de actividad definido en archivo

Este caso se utiliza cuando se conoce el flujo de actividad (actividad por unidad de tiempo) que ingresa al dominio del modelo. El cálculo es similar al anterior, pero el flujo debe multiplicarse por la unidad de tiempo:

$$C_{fuente} = C_{nodo\,fuente} + \frac{J_{fu}\,Dt}{R\,\theta\,Vol} \qquad \textbf{(42)}$$

con Dt lapso en consideración [a].

J_{fu} flujo de actividad [1/a].

II.1.4. Condiciones de contorno del problema

II.1.4.1. Condiciones iniciales

Las condiciones iniciales se definen mediante el estado inicial de concentraciones en la región modelada, punto de partida para el cálculo. En esta versión el modelo asigna concentración nula a toda la región. En la zona que coincide con el residuo (fuente de ingreso de contaminante) se asigna la concentración que corresponde según el término fuente seleccionado.

II.1.4.2. Condiciones de borde

Las condiciones de borde se adaptaron a un flujo predominantemente vertical.

II.1.4.2.a. Condición aguas abajo

La zona no saturada está limitada en su parte inferior por la superficie freática. Esta superficie debe ser permeable, ya que el movimiento de contaminantes predominante en la zona no saturada es el movimiento vertical, que transporta el contaminante hacia la zona saturada.

Este plano horizontal debe ser permeable al flujo del elemento en solución, por lo tanto se adopta una variación exponencial de la concentración en la dirección normal al eje Z.

$$C = A\,e^{-\alpha\eta}$$

En la zona a simular puede incluirse una zona totalmente saturada, siempre que las velocidades sean predominantemente verticales.

II.1.4.2.b. Condiciones aguas arriba y laterales

El borde superior y los bordes restantes (los cuatro planos verticales) se asumen como impermeables a la difusión, ya que prácticamente no existe salida del soluto por dispersión, esto es especialmente válido si se los aleja de la fuente. Las condiciones para estos bordes son:

$$\frac{\partial C}{\partial \eta} = 0 \qquad \begin{array}{c} en\ X = 0\ ,\ \ X = X\max\ ,\ Y = 0, \\ Y = Y\max\ ,\ y\ en\ Z = 0 \end{array}$$

donde:

η es la dirección normal al contorno.

II.1.5. Degradación de los materiales

En esta versión se incluyó la posibilidad de considerar diferentes etapas en la simulación de los materiales. Esto se debe a que es común considerar que existe una degradación de los residuos y las barreras de ingeniería del mismo. Tanto los tambores metálicos como el mortero de cementación de residuos pierden sus propiedades aislantes con el transcurso del tiempo, especialmente cuando los análisis se realizan por largos períodos (cientos de años). Estos cambios de las características del residuo se manifiestan mediante la variación de las características hidráulicas y geoquímicas del mismo.

Para tener en cuenta estas variaciones el programa permite asignar un número de etapas, con diferentes características hidrogeológicas y geoquímicas. En el momento de cambio de las características se produce una discontinuidad en el reparto de actividad entre líquido y sólido, para mantener la actividad total en cada nodo debe imponerse la siguiente condición:

$$C(i,j,k)^{e+1} = C(i,j,k)^{e} \frac{R^{e}\,\theta^{e}}{R^{e+1}\,\theta^{e+1}}$$

que surge de proponer igualdad de actividad en cada nodo, entre las dos etapas; el superíndice *"e"* se refiere a la etapa correspondiente.

El modelo es bastante sensible a estos cambios, y a pesar de esta corrección, el balance de masa se aleja del valor unitario en el momento en que esto ocurre.

II. 1.6. Balance de masa

Por las características de los sistemas de eliminación y de la zona de aeración, los parámetros hidrogeológicos tienen una gran variación de un material a otro. Estas variaciones generan problemas en la precisión del modelo. Se ha observado que utilizando los intervalos de discretización temporal límites (que surgen de las condiciones de estabilidad del modelo), los errores obtenidos en el balance de masa son inaceptables. A medida que se reduce el intervalo temporal los errores van disminuyendo, a costa de grandes tiempos de cálculo. El conocimiento preciso de las concentraciones en el residuo para distintos tiempos es importante, ya que puede ser utilizado en el cálculo del escenario de intrusión. Por lo tanto, se incluyeron en esta versión del modelo el cálculo, presentación y archivado del balance de masa.

El procedimiento utilizado para calcular el balance es el que se describe a continuación.

- Se calcula la actividad total en el instante elegido:

$$A(t) = A_o\, e^{-\lambda t}$$

con $A(t)$ actividad en el tiempo t [Bq].
Ao actividad inicial [Bq].
λ semiperíodo de decaimiento radiactivo [1/a].
t tiempo [a]

- Se calcula la actividad en el dominio del modelo numérico para ese mismo instante. Este término no incluye la actividad en la fase sólida del residuo (que aún no ha sido lixiviada):

$$Atr = \sum_{i=1}^{n}\sum_{j=1}^{m}\sum_{k=1}^{l} (C_{i,j,k}\, Vol\, \theta_k\, R_k)$$

donde la sumatoria es realizada sobre todos los estratos (k), y:

Atr actividad en toda la región [Bq].
Vol volumen del nodo [m^3].
k indica el estrato o posición en el sentido de z.

- Se calcula la actividad que aún no ha sido lixiviada, de acuerdo a la ecuación del término fuente, que se encuentra en la fase sólida del residuo:

$$Ai = Ao\, e^{-(\lambda+\lambda_l).t}$$

con Ai actividad que aún no ha sido lixiviada [Bq].

λ_l coeficiente de lixiviación [1/a].

- Finalmente, se calcula la actividad que sale año tras año del dominio por el límite inferior, como:

$$A_s = (C_l Vz_l \theta_l - \frac{\partial C}{\partial z}|_l D_{zz_l} \theta_l)\, Area$$

con As actividad que sale en un año [Bq].

C_l concentración promedio del estrato inferior en medio líquido [Bq/m^3].

Vz_l velocidad efectiva en el estrato inferior del dominio [m/a].

θ_l porosidad efectiva del estrato inferior.

$Vz_l \,.\, \theta_l$ velocidad de Darcy [m/a].

Dzz_l Coeficiente de difusión en el estrato inferior [m^2/s].

$Area$ área de la trinchera en planta [m^2], o área de salida del radionucleido.

Una vez obtenida la actividad que egresa cada año, se suma dicha actividad para todos los años, pero actualizada al año de interés:

$$As\ total = \Sigma As\ (ts)\, e^{-\lambda\,(t-ts)}$$

con $As(ts)$ actividad [Bq] egresada en el año ts.

t tiempo de interés [a].

Se debería verificar que

$$A(t) = Atr + Ai + As\ total$$

Debido a los errores propios del esquema de cálculo numérico, dichos valores nunca son iguales. Para cuantificar el error se calcula el cociente:

$$coefic = \frac{Atr + Ai + As\ total}{A(t)}$$

El valor de "coefic" es presentado en pantalla cada vez que se graba un archivo de concentración en el dominio.

II. 1.7. Tratamiento de los resultados

Este modelo se ha modificado para trabajar con la concentración real ya que en esta versión el contenido de humedad y el coeficiente de reparto dependen de cada estrato, por lo tanto no necesitan realizarse correcciones para encontrar el valor de la concentración.

II. 2. SOLUCIÓN NUMÉRICA EN DIFERENCIAS FINITAS

II. 2.1. Desarrollo matemático de la ecuación de dispersión

En esta sección se desarrolla la ecuación (36) para luego poder llevarla a una ecuación en diferencias finitas. El primer término de la ecuación es ahora:

$$\nabla(\theta\,\overline{\overline{D}}\,\nabla C) = \nabla(\theta\,\overline{\overline{D}}\,(\tfrac{\partial C}{\partial x}\,\bar{i} + \tfrac{\partial C}{\partial x}\,\bar{j} + \tfrac{\partial C}{\partial x}\,\bar{k}))$$

el producto es

$$\begin{vmatrix} \theta D_{xx} & 0 & 0 \\ 0 & \theta D_{yy} & 0 \\ 0 & 0 & \theta D_{zz} \end{vmatrix} \begin{vmatrix} \frac{\partial C}{\partial x} \\ \frac{\partial C}{\partial y} \\ \frac{\partial C}{\partial z} \end{vmatrix} = \theta D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}\bar{i} + \theta D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}\bar{j} + \theta D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}\bar{k}$$

y aplicando el operador nabla:

$$\nabla\,(\theta\,D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}\bar{i} + \theta\,D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}\bar{j} + \theta\,D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z}\bar{k}) = \frac{\partial}{\partial x}(\theta\,D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y}(\theta\,D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(\theta\,D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z})$$

Se desarrolla el término advectivo de la ecuación (36):

$$\nabla(\theta\,\overline{V}\,C) = \frac{\partial}{\partial x}(\theta\,V_x C) + \frac{\partial}{\partial y}(\theta\,V_{yC}) + \frac{\partial}{\partial z}(\theta\,V_z C)$$

incorporando estos dos términos a la ecuación (36) se llega a la siguiente:

$$\theta\,R.\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}(\theta\,D_{xx}\frac{\partial C}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y}(\theta\,D_{yy}\frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z}(\theta\,D_{zz}\frac{\partial C}{\partial z})$$

$$-\,(\frac{\partial}{\partial x}(\theta V_x C) + \frac{\partial}{\partial y}(\theta V_y C) + \frac{\partial}{\partial z}(\theta V_z C))\;\theta R.\lambda.C \pm F \qquad \textbf{(50)}$$

II. 2.2. Método de las diferencias finitas

La ecuación diferencial (50) se resolvió mediante el método de diferencias finitas. En esta ocasión se utilizaron las diferencias que se describen en los puntos siguientes.

II. 2.2.1. Método de Euler para la derivada temporal

La derivada temporal fue discretizada mediante el método de Euler como fuera explicado en el punto **I. 2.2.2.** (ecuación 11).

II. 2.2.2. Derivadas espaciales

Las derivadas primeras de los términos advectivos fueron reemplazadas por diferencias aguas arriba

$$\frac{\partial}{\partial x}(\theta V_z C) = \frac{\theta_k V_{x_k}(C^t_{i,j,k} - C^t_{i-1,j,k})}{\Delta x}\,, \qquad \frac{\partial}{\partial y}(\theta V_y C) = \frac{\theta_k V_{z_k}(C^t_{i,j,k} - C^t_{i,j-1,k})}{\Delta y}\,,$$

para la dirección Z se adopta:

$$\frac{\partial}{\partial z}(\theta V_z C) \approx V_z \frac{\partial}{\partial z}(\theta C) \qquad \textbf{(51)}$$

Esta aproximación puede parecer inadecuada, ya que en la zona no saturada, la velocidad en el sentido Z, es variable, y su variación puede llegar a ser de gran magnitud. Sin embargo, el esquema se ha probado inicialmente tomando el valor de la velocidad en cada nodo, pero se produjeron desbordamientos numéricos, prácticamente en todos los casos de velocidad variable.

Con la hipótesis (51) se obtiene:

$$V_z \frac{\partial}{\partial z}(\theta C) = \frac{V_{z_k}(\theta_k C^t_{i,j,k} - \theta_{k-1} C^t_{i,j,k-1})}{\Delta z}$$

Las derivadas segundas se reemplazaron por diferencias centradas:

$$\frac{\partial}{\partial x}(\theta D_{xx} \frac{\partial C}{\partial x}) = \frac{\theta_k D_{xx_k}(C_{i+1,j,k} - 2C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k})}{\Delta x^2}$$

$$\frac{\partial}{\partial y}(\theta D_{yy} \frac{\partial C}{\partial y}) = \frac{\theta_k D_{yy_k}(C_{i,j+1,k} - 2C_{i,j,k} + C_{i,j-1,k})}{\Delta y^2}$$

$$\frac{\partial}{\partial z}(\theta D_{zz} \frac{\partial C}{\partial z}) = \frac{C^t_{k+1}\theta_k D_{zz_k} - C^t_{i,j,k}(\theta_k D_{zz_k} + \theta_{k-1} D_{zz_{k-1}}) + C^t_{i,j,k-1}\theta_{k-1} D_{zz_{k-1}}}{\Delta z^2}$$

II.2.3. Ecuación en diferencias finitas

Con las diferencias para cada derivada se está en condiciones de reemplazar en la ecuación (36) cada una de las derivadas parciales. Como la ecuación es explícita, solo se colocará el superíndice que indica el nivel temporal t + 1, omitiéndose el correspondiente al nivel temporal t.

$$\theta_k R_k \frac{C^{t+1}_{i,j,k} - C_{i,j,k}}{\Delta t} = \frac{\theta_k D_{xx_k}(C_{i+1,j,k} - 2C_{i,j,k} + C_{i-1,j,k})}{\Delta x^2} + \frac{\theta_k D_{yy_k}(C_{i,j+1,k} - 2C_{i,j,k} + C_{i,j-1,k})}{\Delta y^2} +$$

$$+ \frac{\theta_k D_{zz_k} C_{i,j,k+1} - (\theta_k D_{zz_k} + \theta_{k-1} D_{zz_{k-1}}) C_{i,j,k} + \theta_{k-1} D_{zz_{k-1}} C_{i,j,k-1}}{\Delta z^2} - \theta_k V_{x_k} \frac{C_{i,j,k} - C_{i-1,j,k}}{\Delta x} -$$

$$- \theta_k V_{y_k} \frac{C_{i,j,k} - C^t_{i,j-1,k}}{\Delta y} - V_{z_k} \frac{\theta_k C_{i,j,k} - \theta_{k-1} C_{i,j,k-1}}{\Delta z} - \theta_k R_k \lambda . C_{i,j,k} \pm F$$

Utilizando las variables adimensionales definidas en el capítulo I (ecuación 16, punto I. 2.3), dividiendo la ecuación por Rθ, multiplicando por Δt y despejando C^{t+1}:

$$C_{i,j,k}^{t+1} = C_{i,j,k}\,(1 - 2\,D'_{xx_k} - 2\;D'_{yy_k} - D'_{zz_k} - \frac{\theta_{k-1} R_{k-1}}{\theta_k R_k} D'_{zz_{k-1}} - V'_{x_k} - V'_{y_k} - V'_{z_k} - \lambda') +$$

$$+ C_{i+1,j,k}\,D'_{xx_k} + C_{i-1,j,k}\,(D'_{xx_k} + V'_{x_k}) + C_{i,j+1,k}\,D'_{yy_k} + C_{i,j-1,k}\,(D'_{yy_k} + V'_{y_k}) + C_{i,j,k+1}\,D'_{zz_k} +$$

$$+ C_{i,j,k-1}\,(\frac{\theta_{k-1} R_{k-1}}{\theta_k R_k} D'_{zz_{k-1}} + \frac{\theta_{k-1} R_{k-1}}{\theta_k R_k} V'_{z_{k-1}}) - \lambda'.C \pm F \qquad \textbf{(52)}$$

De aquí en adelante el valor de F se tratará por separado según el tipo de fuente que se quiera simular. Finalmente definimos siete coeficientes K0 a K6 de la ecuación (19)

$$K0 = 1 - 2\,D'_{xx_k} - 2\,D'_{yy_k} - D'_{zz_k} - \frac{\theta_{k-1} R_{k-1}}{\theta_k R_k} D'_{zz_{k-1}} - V'_{x_k} - V'_{y_k} - V'_{z_k} - \lambda'$$

$$K1 = D'_{xx_k} + V'_{x_k} \qquad K2 = D'_{xx_k}$$

$$K3 = D'_{yy_k} + V'_{y_k} \qquad K4 = D'_{yy_k}$$

$$K5 = \frac{\theta_{k-1} R_{k-1}}{\theta_k R_k} D'_{zz_{k-1}} + V'_{z_{k-1}} \qquad K6 = D'_{zz_k} \qquad \textbf{(53)}$$

II. 2.4. Difusión numérica

La difusión generada por el esquema numérico se estudió del mismo modo que para la zona saturada, y puede consultarse en el Capítulo I. El análisis es válido para coeficientes constantes, y no es posible de realizar para coeficientes variables.

II. 2.5. Condiciones de estabilidad del esquema numérico

Si bien el esquema numérico de las dos versiones es diferente por la mayor cantidad de parámetros que pueden ser variables, desde el punto de la ecuación diferencial y de los esquemas de discretización, las ecuaciones son muy similares. Los límites de estabilidad son iguales para todos los casos, salvo para el método de acotamiento, que se presenta a continuación.

II. 2.5.1. Método de acotamiento

Se desarrolla el método como fuera descripto en el Capítulo I: se acota el valor de C^{t+1} en función de C^t pero en este caso se utiliza la ecuación (52).

$$C_{i,j,k}^{t+1} \mid \leq (K0 + K1 + K2 + K3 + K4 + K5 + K6)\ \max \mid C_{i,j,k}^{t} \mid \forall_{i,j,k}$$

Todos los valores de K son positivos excepto K0, que puede ser positivo o negativo. Si se cumple que K0 es mayor que cero, o sea que:

$$\Delta t \leq \frac{1}{\frac{2\,D_{xx}}{R\Delta x^2} + \frac{2\,D_{yy}}{R\Delta y^2} + \frac{D_{zz}}{R\,\Delta z^2} + \frac{\theta_{k-1}}{\theta_k}\frac{D_{zz_{k-1}}}{R\,\Delta z^2} + \frac{V_x}{R\Delta x} + \frac{V_y}{R\Delta y} + \frac{V_z}{R\Delta z} + \lambda} \qquad \textbf{(54)}$$

se llega a la siguiente condición:

$$\Delta z \geq \frac{1}{\lambda R_k}\left(\frac{\theta_{k-1}}{\theta_k} V_{k-1} - V_k\right)$$

que limita el valor mínimo de Δz, salvo para condiciones uniformes, donde Δz debe ser mayor o igual a cero. Si en cambio K0 es negativo entonces debe cumplirse la siguiente condición:

$$\Delta t \leq \frac{1}{\frac{2\,D_{xx}}{R\Delta x^2} + \frac{2\,D_{yy}}{R\Delta y^2} + \frac{D_{zz}}{R\,\Delta z^2} + \frac{\theta_{k-1}}{\theta_k}\frac{D_{zz_{k-1}}}{R\,\Delta z^2} + \frac{V_x}{R\Delta x} + \frac{V_y}{R\Delta y} + \frac{V_z}{2R\Delta z} + \frac{\theta_{k-1}}{\theta_k}\frac{V_{z_{k-1}}}{2R\Delta z} + \frac{\lambda}{2}} \qquad \textbf{(55)}$$

que es similar a la (54).

En el caso de campos variables, las ecuaciones deben cumplirse para cada nodo, por lo tanto, se debería calcular el incremento de tiempo para cada nodo y adoptar el valor mínimo.

El método acota los coeficientes de cálculo para cumplir la desigualdad. Como consecuencia se obtiene un criterio más restrictivo que los anteriores, y los intervalos de discretización límite obtenidos, no son estrictos. Se ha observado en la práctica que bajo ciertas condiciones se pueden realizar corridas con intervalos un poco mayores, sin que se generen inestabilidades, y con resultados similares. Por este motivo, este criterio no se ha incluido en el programa.

II. 2.6. Geometría de la región y ejes coordenados

La geometría adoptada es conceptualmente similar a la de la zona saturada, y puede verse en el Gráfico 2, Capítulo I.

El eje Z está invertido, ya que marca la profundidad. La región está dividida en nodos que miden Δx, Δy, y Δz. Los nodos se indican en el sentido X con el índice “i” que varía entre 1 y “n”; en el sentido Y con el índice “j” que varía entre 1 y “m”; y en el sentido Z con el índice k, que varía entre 1 y “l”. Para calcular la posición de un nodo se utilizan las siguientes ecuaciones:

$$x\,(i) = \Delta x\,(i - 0{,}5)$$

$$z\,(k) = \Delta z\,(k - 0{,}5)$$

$$y\,(j) = \Delta y\,(j - 0{,}5)$$

II. 2.7. Condiciones de contorno

II. 2.7.1.Condiciones iniciales

Al igual que para la zona saturada estas condiciones varían de acuerdo al término fuente elegido. Para el caso de concentración constante y concentración exponencial decreciente, con o sin lixiviación el modelo asigna valor cero a toda la región, salvo a los nodos fuente, donde asigna el valor de la concentración inicial, ecuación (37) (J_{fu} = J_{ini} para variación exponencial).

Para los casos definidos en archivo, el modelo asigna concentración inicial nula a todos los nodos, y luego les va asignando la concentración mediante el término fuente respectivo.

II. 2.7.2.Condiciones de borde

En el punto II. 1.4.2. se han detallado las condiciones de borde aplicadas.

II. 2.7.2.a. Condición aguas abajo

Del mismo modo que se explicó para la zona saturada, se calcula en este caso para los nodos auxiliares C(i, j, l+1)

$$C(i,j,l+1) = \frac{C(i,j,l)^2}{C(i,j,l-1)}$$

II. 2.7.2.b Condiciones aguas arriba y laterales

Para el borde aguas arriba (k = 0) la ecuación utilizada es:

$$C(i,j,0) = C(i,j,1) \qquad \forall\, i,j$$

Para los planos verticales se utilizan las ecuaciones que se presentan a continuación. Para los planos perpendiculares a X tenemos:

$$C(0,j,k) = C(1,j,k) \quad y \quad C(n+1,j,k) = C(n,j,k) \qquad \forall\, j,k$$

donde n es el número de nodos según el eje X. Para los planos perpendiculares a Y:

$$C(i,0,k) = C(i,1,k) \quad y \quad C(i,m+1,k) = C(i,m,k) \qquad \forall\, i,k$$

donde m es el número de nodos según Y.

II. 3. IMPLEMENTACIÓN COMPUTACIONAL

Este programa se ha escrito sobre la base de la versión 25, por lo que su esquema general es similar al de esta última. Sin embargo, como fue mencionado en la parte conceptual, aparecen parámetros, como el coeficiente de retardo y las dispersividades, que pueden variarse estrato a estrato, cuando antes eran fijos para todo el modelo.

El programa está compuesto por un módulo principal y subrutinas con funciones específicas. En esta sección se explicará como está articulado el modelo, la función del módulo principal y las subrutinas, los archivos de ingreso y salida de datos, la descripción de las variables.

Nota: En lenguaje BASIC los tipos de variable pueden definirse mediante símbolos como $, %, &, ! y # como último caracter de su nombre. Se aclara que en la mención de las variables en este capítulo, puede colocarse u omitirse el mismo, sin que signifique un cambio de variable. Dichos caracteres no deben tenerse en cuenta en la lectura del capítulo.

II. 3.1. Módulo principal del programa

En el módulo principal se encuentra la base de las operaciones del modelo. Aquí se agrupan tareas de diferente índole, las que se han separado lo mejor posible aunque en algunas ocasiones quedan secuencias de procesos diferentes. Para mantener esta información ordenada se agregaron al programa comentarios sobre las funciones de cada proceso.

Puede optarse por tomar todos los parámetros constantes, o variables por estrato. En el primer caso se especifica el valor de cada parámetro y el modelo utiliza el mismo en todos los nodos.

El programa contiene una selección de datos por pantalla, que consisten en:

- el directorio de entrada y salida de datos,
- el número de la corrida (entre 0 y 99), que sirve para identificar los archivos de ingreso y salida de datos,
- indicador de inicio o continuación de la simulación, valor que se ha agregado para permitir la interrupción de una ejecución, y su finalización posterior, o también la prolongación de una simulación por mas tiempo del previsto originalmente, ya que por las características del modelo (esquema explícito, tridimensional), las simulaciones pueden tener una duración extensa.

La pantalla presenta un aspecto similar al de la Pantalla 4 (punto I.3.2).

En segundo lugar efectúa la lectura de variables de los archivos de datos, se guarda el número de corrida en la variable "*ha*", y los archivos de datos se denominan "grida*t**ha*.txt" y "geoda*t**ha*.txt".

Las condiciones de estabilidad (ecuaciones 28, 30, 31 y 32 del capítulo I) se han incluido en el código, y el paso de tiempo se reduce si el valor propuesto por el usuario no cumple con las mismas. Esta modificación es notificada al usuario junto con el nuevo valor del intervalo temporal mediante un mensaje en pantalla. La difusión numérica (ecuaciones 23 a 25 del capítulo I) es tenida en cuenta en el cálculo de las condiciones de estabilidad y para velocidad uniforme, se ajusta automáticamente al valor de α_L propuesto. Si la difusión numérica fuera mayor que el valor propuesto por el usuario, entonces se asigna un valor nulo, y el cálculo se realiza con el valor de la difusión numérica. En estos casos el usuario debe actuar sobre la discretización espacial para ajustar la difusión al valor pretendido.

Una vez que adopta el paso de tiempo y las dispersividades definitivas, el programa calcula los coeficientes K0 a K6 y abre el archivo para lectura del término fuente, si corresponde, y los archivos de salida. Antes de iniciar el proceso de cálculo, presenta un informe en pantalla (Pantalla 4). En el mismo se visualiza el número de corrida, el avance del modelo, la hora de inicio del cálculo, y si hubo modificaciones en el paso de tiempo del modelo.

El cálculo continúa hasta que se alcanza el tiempo de finalización de la simulación o es interrumpido manualmente por el operador. Los procesos adicionales llevados a cabo por el programa son:

- el cálculo del término fuente

- el cálculo de concentración en los nodos de borde

- la impresión de resultados.

La versión 26 del programa tiene cinco tipos de salidas en archivos de texto:

1. Concentración en todo el dominio con una frecuencia determinada por el usuario (cada B años).

2. Concentración en función del tiempo en los nodos de observación.

3. Concentración máxima en los nodos de observación y tiempo en el que se produjo. Este valor es buscado por el programa mientras se va ejecutando, y se ha preparado para inyecciones continuas o exponenciales, tomando el primer máximo. Por lo tanto, si se trata de una distribución de actividades en forma aleatoria se recomienda utilizar la salida 2 para encontrar los máximos.

4. Flujo de salida por el borde Z inferior (k = “l”). Este valor define el ingreso a la zona saturada.

5. Balance de masa, sólo para término fuente tipo 2 (Concentración exponencial decreciente con lixiviación).

II. 3.2. Subrutinas

Las subrutinas del modelo, para la versión 26 son las siguientes:

- Adimen
- Inicia
- Balance
- Bordes
- Cambiodt
- Fuente
- Fuente2
- Fuente3
- Imprime
- Imprime2
- Imprime3
- Final

• **Adimen**

Esta subrutina calcula los coeficientes K0 a K6 que dependen del intervalo temporal, y por lo tanto pueden variar si se modifica el Δt por cambio de frecuencia del término fuente tipo 5 (flujo definido en archivo).

• **Inicia**

Asigna los valores de concentración inicial a los nodos de la región simulada. En caso que la simulación sea una continuación, las lee del archivo "3sal*ha*.fin", mientras que si es el inicio asigna el valor Jini a los nodos fuente para las opciones 1 a 3 del término fuente.

• **Balance**

Este proceso calcula y presenta los parámetros del balance de masa por pantalla, y también los guarda en un archivo de salida llamado "bal*ha*.txt", para el término fuente tipo 2 (II. 1.3.3).

• **Bordes**

Esta rutina es llamada cada Δt y calcula las concentraciones en los bordes, para el paso de tiempo siguiente. Tiene las condiciones de borde propias para cada plano según las condiciones descriptas previamente.

• **Cambiodt**

Este proceso adecua las variables que dependen del paso de tiempo, cuando este se modifica por cambio de la frecuencia de ingreso del término fuente.

• **Fuente**

Asigna los valores de concentración a los nodos fuente para las opciones 1 a 3 del mismo. Es llamada, entre los tiempos Δt y Tlim.

Para el término fuente tipo 3 (II. 1.3.1. Concentración constante) el programa calcula el valor de concentración inicial, y en cada paso de tiempo lo asigna a los nodos fuente (ecuación 37), hasta el tiempo de actuación de la fuente. El volumen utilizado para dividir la actividad es el volumen de la trinchera calculado como:

$$Vol = Nfu\ Area\ \Delta x\ \Delta y\ \Delta z$$

con: Nfu número de nodos del residuo o "nodos fuente".

Area área representativa de $\Delta x.\Delta y$ [m^2/m^2].

Para los tipos 1 ó 2 (exponenciales decrecientes II. 1.3.2. ó II. 1.3.3.), el modelo calcula el valor de λ según el caso, y luego la subrutina "fuente" actualiza el valor de actividad (J_{fu}), calcula la concentración y la suma a la existente en los nodos fuente.

• **Fuente2**

Asigna los valores de concentración en la opción 4 del término fuente: actividad definida en archivo.

En este caso se debe designar el nombre del archivo de datos, este archivo en modo texto debe encontrarse en el directorio de entrada-salida. Su nombre puede ser cualquiera con extensión "txt". El archivo tiene dos valores por fila, el año de ingreso de la actividad, y el valor de la misma, ambos deben estar separados por una tabulación:

t1& Jfu!

....

0 Finaliza con t1& = 0

Con el valor de actividad leído del archivo se calcula la concentración y se adiciona a los nodos fuente en el tiempo asignado en el archivo, ecuación (39).

• Fuente3

Asigna los valores de concentración en la opción 5 del término fuente: flujo de actividad definido en archivo. Este archivo tiene un formato similar al del caso anterior, pero el valor de J_{fu} debe ser el flujo de actividad, y debe estar expresado en unidades de actividad por año. El período mínimo de cambio del flujo es 1 año. Existen dos casos diferentes: si Δt es menor que un año, el flujo de actividad se adiciona a los nodos fuente una vez por año, usando la ecuación (39). En el caso que Δt sea mayor que un año, el flujo anual se suma cada incremento de tiempo, multiplicándose por el número de años involucrados. La ecuación utilizada, que surge de la (42) es:

$$C(i,j,k) = C(i,j,k) + \frac{Jfu}{R\,\theta_t\,Vol}\,ENT\,(\Delta t/365) \qquad \textbf{(56)}$$

donde ENT(x) es la parte entera de x.

Si el paso de tiempo es un número no entero de años se produce un error importante, como apreciarse en la ecuación. Por lo tanto se recomienda utilizar un número entero de años.

Esta versión también permite utilizar intervalos temporales mayores que la frecuencia del término fuente. El modelo comienza utilizando un intervalo temporal igual a la frecuencia de variación del término fuente, cuando esta frecuencia disminuye, el paso de tiempo aumenta con la misma, hasta alcanzar el valor propuesto inicialmente o el máximo que genera condiciones estables. Estos cambios del paso de tiempo se presentan en pantalla. El aspecto es similar al de la versión 25, como puede verse en la Pantalla 4.

• Imprime

Genera los archivos “3sal*ha*.*fa*”, donde guarda la concentración de toda la región para un tiempo fijo, *fa* es el número de archivo guardado, varía entre 1 a Tlim/B, y es calculado por el modelo.

• Imprime2

Genera los archivos de concentración en los nodos de observación en función del tiempo: “3salt*ha*.*i*”, donde guarda la concentración de cada nodo elegido con frecuencia anual. El valor de i es el número de nodo de observación y varia entre 1 y Nos%.

• Imprime3

Guarda en un archivo los valores máximos de concentración de los nodos de observación. El archivo “3cmax*ha*.txt” guarda la posición, año en que se produjo, y concentración máxima de cada nodo elegido.

• Final

Genera el último archivo de concentración en toda la región con nombre “3sal*ha*.fin”. Este se utiliza en el caso de continuación de una corrida (variable co = 1), el programa toma los valores iniciales del archivo en la subrutina Inicia.

II.3.3. Archivos de entrada-salida

II.3.3.1. Archivos de entrada

Los datos del programa son tomados de dos archivos en modo texto. El archivo “gridat*ha.*txt” contiene las características de discretización de la región y la elección de las opciones de salida, el archivo “geodat*ha*.txt” incluye los parámetros fisicoquímicos, a saber: los hidrogeológicos, los geoquímicos y los del elemento radiactivo.

II.3.3.1.a. Archivo “Gridat”

A continuación se presentan los parámetros que deben especificarse en el archivo:

Area	Área representativa de $\Delta x \cdot \Delta y$ [$m^{2/} m^2$], se utiliza para calcular el volumen en que se divide la actividad ingresada a la trinchera
n m l	No de nodos en X, Y, Z
A.x A.y A.z	ΔX, ΔY, ΔZ: intervalos de discretización [m]
Atr	Δt: paso de tiempo [d]
Tlim	Tiempo de finalización de la simulación [a]
iso	Indicador del tipo de salida en función de la posición: 0: no genera salida 1: genera salidas de concentración en cada nodo cada B intervalos de tiempo

Si “iso” es 1 entonces se pide B

B	es el intervalo en años entre las salidas tipo 1.
ipo	Indicador de salida de concentración en nodos de observación: 0: no genera salida de este tipo 1: genera un archivo con la concentración máxima en los nodos de observación 2: genera el archivo descripto en 1 y también archivos de concentración en función del tiempo en los nodos de observación

Si el valor de “ipo” es 1 ó 2 se piden las siguientes variables:

- Nos% número de nodos de observación
- h.x, h.y, h.z posiciones (i, j, k) de dichos nodos de 1 a Nos%

y continúa con

Nfu%	número de nodos fuente
f.x f.y f.z	posiciones (i, j, k) de los nodos fuente de 1 a Nfu%
ifu	variación del término fuente en función del tiempo 1: concentración exponencial decreciente con semiperíodo de decaimiento igual al radiactivo 2: concentración exponencial decreciente con semiperíodo de lixiviación 3: concentración constante 4: concentración definida en archivo 5: flujo definido en archivo

II. 3.3.1.b. Archivo “Geodat”

A continuación se presentan los parámetros que deben especificarse este archivo:

vel	código que define el campo de velocidades: 0: campo variable, la velocidad debe especificarse por estratos 1: campo uniforme de velocidades
iet	número de etapas en la degradación de los materiales (entre 1 y 10)
T Ar$	semiperíodo de desintegración radiactivo y unidad de tiempo en la que se lo expresa: a: año; d: día; m: minuto; s: segundo

Para los casos en que “ifu” (archivo “Gridat”) sea 1, 2, ó 3 se piden las siguientes variables:

Jini!	actividad inicial [Bq]de cada etapa
Te	es el año de finalización de cada etapa

Si ifu es igual a 1 además ingresa:

- Tlmed — semiperíodo de la fuente [a]

Si ifu es igual a 2, además ingresa:

- Tlix — semiperíodo de lixiviación Tlix [a], que se calcula como $\ln(2) / \gamma_l$

luego repite los mismos parámetros para las siguientes etapas hasta iet.

Si ifu vale 4 ó 5, a cambio de lo anterior ingresa:

- fuent$ — nombre del archivo (sin extensión) que tiene los datos del término fuente

Dicho archivo debe contener la siguiente información:

- t1& Jfu! — tiempo [a] en que se produce el ingreso de contaminante al acuífero y actividad ingresada en Bq para ifu= 4. Para ifu= 5 se reemplaza la actividad por el flujo de actividad Bq/a. Esta línea se repite todas las veces que sea necesaria, finaliza con t1&= 0

En todos los casos el archivo Geodat continúa con:

si vel vale 1 (campo de velocidades uniforme):

AlfLc	AlfTc	dispersividad longitudinal y transversal [m] para el caso uniforme
Re	poros	coeficiente de retardo y porosidad total del suelo
Ve.x	Ve.y Ve.z	velocidades efectivas [m/s] en las direcciones X, Y, Z

y repite los últimos tres renglones para cada etapa hasta iet.

Si vel vale 0 (campo de velocidades variables) el archivo continúa con:

AlfL	AlfT	dispersividad longitudinal y transversal [m]
R	poro	coeficiente de retardo y porosidad total del suelo

estos dos renglones se repiten para cada estrato de la primera etapa, de 1 a “l”, luego ingresa los valores de velocidades de la primera etapa:

V.x	V.y	V.z	velocidades efectivas [m/s] en las direcciones X, Y, Z

este renglón también se repite para cada estrato de 1 a “l”.

Finalmente repite las variables desde AlfL y AlfT para las etapas de 2 a iet.

El lazo se construyó de la siguiente manera:

```
FOR i= 1 to iet
   FOR k= 1 to l
      INPUT AlfL(k, i), AlfL(k, i)
      INPUT R(k, i), poro(k, i)
   NEXT k
   FOR k= 1 to l
      INPUT V(k,i).x, V(k,i).y, V(k,i).z
   NEXT k
NEXT i
```

II.3.3.2. Archivos de salida

A continuación se describen los formatos de los archivos de salida, los ejemplos se incluyen en el punto II.4. Ejemplos de aplicación y verificación.

• Concentración en la región modelada, archivos “3sal*ha*.*fa* ”

El valor de *fa* varía entre 1 y Tlim/B. En el primer renglón del archivo aparece el año con dos decimales y el valor de actividad que salió del dominio, para poder continuar con el balance de masa, y luego las concentraciones de ese instante en cada nodo.

Tr/365 SEFL

C(1,1,1)

....

C(n, m, “l”)

las concentraciones, con formato exponencial, se generan con el siguiente lazo:

```
FOR k = 1 to l
   FOR j = 1 to m
       FOR i= 1 to n
            PRINT...
       NEXT
   NEXT
NEXT
```

Este mismo formato se utiliza para el archivo “3sal*ha*.fin”, salvo que el valor del año se presenta con todos los decimales.

• Concentración en función del tiempo en los nodos de observación, archivos “3salt*ha*.*i*”.

El archivo guarda directamente los valores de concentración por año del nodo en cuestión, el que está identificado por la extensión “i”, que da el número del nodo de observación de 1 a Nos% (en orden consecutivo)

C(h.x, h.y, h.z) para el año 1
C(h.x, h.y, h.z) para el año 2
....
C(h.x, h.y, h.z) para el año Tlim

• Concentración máxima en los nodos de observación, archivo “3cmax*ha*.txt”.

Este archivo tiene un renglón por nodo de observación como máximo, cuando el programa encuentra un máximo en un nodo de observación lo escribe en este archivo. Si algún nodo tiene concentración siempre creciente, entonces no aparecerá en el archivo, y si ningún nodo alcanzó el máximo, entonces el archivo aparece en blanco. La información por renglón es posición del nodo de observación, año y concentración máxima.

xp yp zp Tr/365 Cmax

• Actividad de salida del modelo, archivo “jefl*ha*.txt”

Este archivo guarda la actividad de salida del modelo por el nodo inferior, que es la actividad que ingresa a la zona saturada. Se calcula mediante la ecuación (47), punto II. 1.6. El formato del archivo es:

S# actividad de salida del año 1

...

esta línea se repite una vez por año o cada Δt si este es mayor.

• Balance de actividad, archivo “bal*ha*.txt”.

Este archivo sólo se genera para el término fuente tipo 2: concentración exponencial decreciente con semiperíodo de lixiviación.

En el mismo se guardan, el tiempo en años, el inventario total en ese instante, la actividad en el dominio del modelo, la actividad que salió del dominio por el borde inferior, la actividad en el residuo (no lixiviada), y finalmente la relación entre la actividad del modelo y la teórica. El formato es el siguiente:

Tr/365	tiempo en años
inv#	inventario total
SC#	actividad en el dominio
SEFL#	actividad que salió del dominio
SJC#	actividad en el residuo
coefic	relación entre la actividad del modelo y la teórica

estos valores de repiten cada Tlim / B.

II. 3.4. Listado de Variables

Variable	Tipo(*)	Descripción
dir$	etiqueta	directorio de trabajo.
ha	entero	número de corrida (1-99)
Co	entero	código de inicio o continuación de la simulación (0 = inicio, 1 = continuación)
Area	simple	área representativa de Δx . Δy [m^2]
n	entero	número de nodos en la dirección X
m	entero	número de nodos en la dirección Y
l	entero	número de nodos en la dirección Z
A.x	simple	intervalo de discretización según X [m] (Delta X)
A.y	simple	delta Y [m]
A.z	simple	delta Z [m]
Atr	simple	intervalo de discretización temporal [d], o incremento de tiempo
Tlim	simple	tiempo de finalización de la simulación [a]
iso	entero	código que define el tipo de salida en función de la posición 0 = no genera salida 1 = salida C(x, y, z) cada B unidades de tiempo y salida de Cmax en función de posición y tiempo
B	simple	intervalo [a] entre salidas de concentración en toda la región.
ipo	entero	código que define las salidas generadas en los nodos de observación: 0 = no genera salida en función del tiempo 1 = Guarda Concentración máxima en nodos de observación 2 = Guarda C máxima y Concentración en función del tiempo C(t) en los nodos de interés
Nos%	entero	número de nodos de observación
h(Nos%).x h(Nos%).y h(Nos%).z	mat (simple)	posición (i, j, k) de los nodos de observación
Nfu%	entero	número de nodos fuente
f(Nfu%).x f(Nfu%).y f(Nfu%).z	Mat (simple)	posición (i, j, k) de los nodos fuente
ifu	entero	código que define el tipo de término fuente adoptado 1 = Concentración exponencial decreciente. El "semiperíodo" de la fuente es Tlmed 2 = Concentración exponencial decreciente con semiperíodo de lixiviación (Tlix) 3 = Concentración constante 4 = Actividad definida en archivo 5 = Flujo de actividad definido en archivo
Vol	simple	volumen de la fuente [m^3]
vel	simple	código que define velocidad variable o uniforme (0 ó 1, respectivamente)

Variable	Tipo(*)	Descripción
iet	entero	número de etapas en la degradación del material (de 1 a 10).
T	simple	semiperíodo de desintegración radiactivo [a, d, min, s].
Ar$	etiqueta	unidad de tiempo del semiperíodo T (“a” = año; “d” = días; “m” = minutos; “s” = segundos)
La#	doble	λ = Constante de desintegración radiactiva [1/d]
Jini#(iet)	doble	valor inicial de la actividad [Bq]
VInf(iet)	simple	velocidad de infiltración anual [m/a] **en el estrato inferior**
DInf(iet)	simple	coeficiente de difusión del estrato inferior [m/a] para calcular la salida por difusión
Te(iet)	simple	año de finalización de cada etapa, el último valor debe ser mayor o igual al tiempo de finalización de la simulación Tlim
Tlix(iet)	simple	en esta variable se guarda para cada etapa, Tlmed: semiperíodo del término fuente para ifu = 1 Tlix: semiperíodo de lixiviación = ln(2) / λl [a] para ifu = 2
fuent$	etiqueta	nombre del archivo del término fuente (sin extensión)
poros(iet)	simple	contenido de humedad de cada etapa para propiedades uniformes
Re(iet)	simple	coeficiente de retardo para cada etapa y parámetros uniformes
AlfLc(iet)	simple	dispersividad longitudinal para cada etapa [m] para condiciones uniformes
AlfTc(iet)	simple	dispersividad transversal para cada etapa [m] para parámetos uniformes
Ve(iet).x Ve(iet).y Ve(iet).z	Mat simple	componentes según X, Y, Z del vector velocidad efectiva [m/seg] para campo uniforme. En el caso de velocidad variable guarda los máximos valores, para verificar las condiciones de estabilidad del modelo
Vmod	simple	módulo del vector Velocidad [m/seg]
Di(iet).y Di(iet).z Di(iet).z	Mat	coeficientes de dispersión hidrodinámica Dxx, Dyy, y Dzz [m^2/s] para velocidad uniforme. En el caso de velocidad variable se calculan con los valores máximos de velocidad
BC(0 a 6, iet)	simple	coeficientes de cálculo K0 a K6 para velocidad constante, para cada etapa de degradación del material
D(0 a l+1, iet).x D(0 a l+1, iet).y D(0 a l+1, iet).z	simple	coeficientes de dispersión hidrodinámica [m^2/s] para el caso de parámetros no uniformes (tres valores por cada estrato)
R(0 a l, iet)	simple	coeficiente de retardo para parámetros no uniformes, para cada estrato y etapa
Poro (0 a l, iet)	simple	contenido de humedad para cada estrato y etapa
AlfL(l, iet)	simple	dispersividad longitudinal [m] para cada estrato y etapa
AlfT(l, iet)	simple	dispersividad transversal [m] para cada estrato y etapa

Variable	Tipo(*)	Descripción
V(0 a l +1, iet).x V(0 a l +1, iet).y V(0 a l +1, iet).z	simple	componentes según X, Y, Z del vector velocidad efectiva [m/s], para el caso de velocidad variable (tres componentes para cada estrato por etapa)
BK(0 a 6, l, iet)	simple	vector de cálculo de los coeficientes K0 a K6 para cada estrato y etapa (campo variable)
itemp	entero	código que indica si Atrfin es menor que el mínimo de la fuente, se actualiza con la frecuencia de ingreso del Término fuente
Atr0	simple	incremento o paso de tiempo de referencia [d], se utiliza en el proceso de corrección del mismo para la verificación de las condiciones de estabilidad
Atiem(iet)	simple	guarda para cada etapa los intervalos máximos admisibles por las condiciones de estabilidad [d].
cond	simple	código que indica el cumplimiento de las condiciones de estabilidad. Su valor es: 0 mientras estas se cumplen 1 si alguna de las condiciones no se cumple
Vxr, Vyr y Vzr	simple	velocidades efectivas reales [m/d], según los ejes X, Y y Z
Dxr, Dyr y Dzr	simple	coeficientes de dispersión reales [m^2/d], según X, Y y Z
At1	simple	incremento de tiempo límite [d] para el cumplimiento de la condición de Courant
At2	simple	Δt límite [d] para el cumplimiento de la segunda condición de estabilidad
Atx	simple	Δt límite [d] para cumplir con el Peclet de grilla límite según X
condx	simple	indica si se cumple la condición de estabilidad para el Peclet de grilla según X: 0 si se cumple, 1 si no se cumple
Aty	simple	Δt límite [d] para el Peclet de grilla según Y
condy	simple	ídem condx pero para el Peclet de grilla según Y
Atz	simple	Δt límite [d] para el Peclet de grilla según Z
condz	simple	ídem condx pero para el Peclet de grilla según Z
At3	simple	delta t límite para el cumplimiento de la tercera condición de estabilidad, se elige el mínimo entre Atx, Aty, y Atz
Atfin	simple	Ppaso de tiempo original [d], o máximo admisible por condiciones de estabilidad, se utiliza para poder modificar el paso de tiempo si la frecuencia de ingreso del término fuente es menor que el paso de tiempo propuesto.
t1& y t2&	entero largo	para ifu = 4 (actividad definida en archivo) t1& es el año de inicio de la actividad Jfu y t2& no se utiliza para ifu = 5 (flujo de actividad definido en archivo) t1& es el año de inicio de Jfu y t2& el año de cambio a Jfu2

Variable	Tipo(*)	Descripción
Jfu! y Jfu2!	simple	para ifu = 1, 2 ó 4, Jfu es la actividad que ingresa a los nodos fuente para ifu = 5: flujo de actividad que ingresa a los nodos fuente a partir de t1&; Jfu2, es el valor que toma a partir de t2&
Lal#(iet)	doble	constante de lixiviación del término fuente λl para cada etapa [1/a]
Lan#(iet)	doble	para ifu = 1 (concentración exponencial decreciente) es ln(2) /Tlmed [1/a] para cada etapa para ifu = 2 (ídem con lixiviación) es la suma de λl y λ [1/a] para cada etapa
fa	entero	número de archivos de concentración en función de la posición
At	simple	incremento de tiempo utilizado para el cálculo [d]
ReL	simple	R (coeficiente de retardo) / 86400
C#((n+1), (m + 1), (l + 1))	doble	concentración para cada nodo (incluido los nodos de borde) en el tiempo t
CT#((n + 1), (m + 1), (l +1))	doble	concentración para cada nodo en el tiempo t + At
ani&	entero largo	año de ingreso de actividad para el caso ifu=5 (flujo de actividad definida en archivo)
an&	entero largo	año actual, se calcula como parte entera de (Tr[d] /365)
Tr	simple	tiempo en que se encuentra la corrida [d], cada paso de tiempo se le adiciona un delta t.
g&	entero largo	número de pasos de tiempo ejecutados, se actualiza junto con Tr
Cref#(Nos%)	doble	vector que almacena el valor de la concentración máxima, para cada nodo de interés.
sw(Nos%)	simple	vector que guarda un indicador de valor 0 si no se halló el máximo y 1 si se encontró el valor máximo para cada nodo de interés
F9	entero	indicador de valor 0 durante la ejecución normal y 1 cuando el usuario detiene la ejecución manualmente (presionando F9)
Cpr	simple	valor auxiliar que guarda la concentración con simple precisión antes de grabarla en el archivo de salida
xp, yp, zp	simple	coordenadas X, Y, Z de los nodos de interés [m]
SC#	doble	actividad en el dominio del modelo para realizar el balance de masa [Bq]
S#	doble	guarda la actividad promedio [Bq] en el nodo Z = “l” para calcular la actividad que sale del dominio
SEFL#	doble	actividad que salió del dominio del modelo para el balance [Bq]
Inv#	doble	inventario [Bq] al tiempo en que se efectúa el balance
SJC#	doble	actividad remanente en el residuo para el balance [Bq]
coefic	simple	relación actividad del modelo sobre actividad teórica
BAL#	doble	actividad del modelo para el balance [Bq]

(*) los tipos de variable son los mismos que se han definido para la zona saturada.

II.4. EJEMPLOS DE APLICACIÓN Y VERIFICACIÓN

II.4.1. Ejemplos de aplicación. Modelo DRAF3#26

Ejemplo 1

Este caso simula el transporte de tritio con flujo vertical (unidimensional) variable. La zona a simular tiene 4,5 m de profundidad, y se la representó con 1 nodo en el sentido X de 1 m por un nodo en el sentido Y de 1 m, y 18 nodos de 0,25 m en el sentido Z. Los estratos están formados por 2 m de suelo del lugar, 1 m de residuo, ubicado en los estratos 9 a 12, y finalmente 1,5 metros de suelo del lugar hasta la zona saturada. El término fuente es de tipo 2: exponencial decreciente con lixiviación. Al valor de la dispersividad longitudinal α_L se le asigna valor nulo debido a la difusión numérica. No se han previsto cambios en los materiales a través del tiempo.

GRIDAT94.TXT

1			Area [m^2]
1	1	18	Número de nodos en X, Y, Z
1	1	0.25	Δx, Δy, Δz [m]
0.1			Δt [días]
50			Tiempo de finalización de la simulación [a]
1	5		“iso”, B[a]: tipo de salida C - posición cada 5 años
2			“ipo”: tipo de salidas en los nodos de interés
1			1 nodo de observación
1	1	18	posición (i, j, k) del nodo de observación
4			4 nodos fuente
1	1	9	posición (i, j, k) de los nodos fuente
1	1	10	...
1	1	11	
1	1	12	
2			fuente tipo 2: exponencial decreciente con lixiviación

GEODAT94.TXT

0		Velocidad variable
1		1 etapa
12.35	"a"	Semiperíodo 12,35 años
7E12		Actividad inicial [Bq]
1000		Tiempo de duración de la fuente [a]
38.5		Semiperíodo de lixiviación [a]
0	0.02	Dispersividades longitudinal y transversal [m] para el primer estrato
1	0.16	R y porosidad para el primer estrato
0	0.02	Dispersividades longitudinal y transversal [m] para el segundo estrato
1	0.16	R y porosidad para el segundo estrato
0	0.02	...
1	0.16	
0	0.02	
1	0.16	
0	0.02	
1	0.16	
0	0.02	
1	0.16	
0	0.02	
1	0.16	
0	0.02	
1	0.16	

0	0.02		Primer estrato de residuo
1	0.25		Cambia la sólo la porosidad del residuo
0	0.02		
1	0.25		
0	0.02		
1	0.25		
0	0.02		
1	0.25		
0	0.02		primer estrato del suelo del lugar
1	0.16		
0	0.02		
1	0.16		
0	0.02		
1	0.16		
0	0.02		
1	0.16		
0	0.02		
1	0.16		
0	0.02		
1	0.16		R y porosidad para el último estrato
0	0	1.06e-09	Velocidades en el sentido X, Y y Z para el primer estrato
0	0	1.06e-09	Ídem segundo estrato
0	0	1.06e-09	...
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	3.86E-10	Primer estrato del residuo
0	0	3.86E-10	
0	0	3.86E-10	
0	0	3.86E-10	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	
0	0	1.06e-09	Velocidades para el último estrato

Los archivos de salida son los siguientes:

3cmax94.txt	que aparece con longitud 0 ya que no se encontró ningún máximo
bal94.txt	contiene el balance de masa
jefl94.txt	flujo de actividad que sale por el nodo inferior (ingresa a la zona saturada)

Salidas C- t

3salt94.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (1, 1, 18)

Salidas C- coordenadas

3sal94.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal94.2	ídem para el año 20 (2x10)
3sal94.3	...
...	
3sal94.9	ídem para el año 90 (9x10)
3sal94.fin	salida final para el año 100

A continuación se presentan algunos de los archivos de salida:

3CMAX94.TXT

i	j	k	t	Cmax
1	1	4	46.45	2.1259E+11

BAL94.TXT

Tiempo [a] : 5
Inventario actual [Bq] : 5.2872D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 3.9364D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 3.3387D+05
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 4.8320D+12
Relación actividad modelo/teórica : 1.6584
Tiempo [a] : 10
Inventario actual [Bq] : 3.9935D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 4.2306D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 2.2129D+07
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 3.3355D+12
Relación actividad modelo/teórica : 1.8946
Tiempo [a] : 15
Inventario actual [Bq] : 3.0163D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 4.0631D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.9736D+08
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 2.3024D+12
Relación actividad modelo/teórica : 2.1105
Tiempo [a] : 20
Inventario actual [Bq] : 2.2782D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 3.6659D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 7.7830D+08
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 1.5893D+12
Relación actividad modelo/teórica : 2.3071
Tiempo [a] : 25
Inventario actual [Bq] : 1.7208D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 3.1757D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.9758D+09
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 1.0971D+12
Relación actividad modelo/teórica : 2.4843
Tiempo [a] : 30
Inventario actual [Bq] : 1.2997D+12
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 2.6722D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 3.8040D+09
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 7.5732D+11
Relación actividad modelo/teórica : 2.6416
Tiempo [a] : 35
Inventario actual [Bq] : 9.8168D+11
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 2.1994D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 6.0586D+09
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 5.2277D+11
Relación actividad modelo/teórica : 2.7791
Tiempo [a] : 40
Inventario actual [Bq] : 7.4148D+11
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 1.7784D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 8.4213D+09
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 3.6086D+11
Relación actividad modelo/teórica : 2.8964
Tiempo [a] : 45
Inventario actual [Bq] : 5.6005D+11
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 1.4167D+12
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.0574D+10
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 2.4910D+11
Relación actividad modelo/teórica : 2.9932

JEFL94.TXT (se presenta en dos columnas de texto)

```
7.14989761009453      actividad de salida del año 1
 801.0214805555912      Ídem año 2
 11375.48855325436      ...
 68362.8381143492
 258384.9845084489
 733356.9668918991
 1711783.470448177
 3479154.981951438
 6362098.130345252
 10720285.90928515
 16921010.82005196
 25295069.29728096
 36174910.93048036
 49780895.37973401
 66350495.61219556
 85934484.23500831
 108622364.9963006
 134399581.8240913
 163038852.2783653
 194522443.1979773
 228411019.5749976
 264644081.1584598
 303499905.3786442
 344074768.7972341
 385287346.5802758
 427034477.5273784
 469220300.1951483
 511491982.7104293
 553040329.8116094
 593913831.9751877
 633817525.0148479
 671916576.7800276
 708446241.8230578
 742994170.3902876
 775566101.7655866
 805347249.9075909
 832827920.8284295
 857930706.8897194
 879874142.0057316
 899312444.9055529
 916249373.9798068
 929940428.3807864
 941165389.5888822
 949988503.9640138
 955700746.8052412
 959165065.9407238
 960484368.6630412
 958982064.6490972
 955563757.7839055      actividad de salida del año 50
```

3SALT94.1 (se presenta en dos columnas de texto)

```
1.0915E+04            Concentración año 1,
                            nodo (1, 1, 18)
 6.0571E+05             Ídem año 2
 5.9754E+06                 ...
 2.9075E+07
 9.6034E+07
 2.4837E+08
 5.4219E+08
 1.0466E+09
 1.8386E+09
 2.9991E+09
 4.6082E+09
 6.7384E+09
 9.4540E+09
 1.2803E+10
 1.6822E+10
 2.1526E+10
 2.6915E+10
 3.2974E+10
 3.9667E+10
 4.6950E+10
 5.4758E+10
 6.3026E+10
 7.1696E+10
 8.0682E+10
 8.9881E+10
 9.9197E+10
 1.0854E+11
 1.1784E+11
 1.2699E+11
 1.3592E+11
 1.4457E+11
 1.5286E+11
 1.6073E+11
 1.6814E+11
 1.7505E+11
 1.8142E+11
 1.8722E+11
 1.9243E+11
 1.9703E+11
 2.0103E+11
 2.0442E+11
 2.0721E+11
 2.0939E+11
 2.1100E+11
 2.1204E+11
 2.1254E+11
 2.1251E+11
 2.1199E+11
 2.1100E+11           Concentración año 50, nodo (1, 1, 18)
```

3SAL94.1

30.00	3.8040D+09	año, actividad que salió de la región llevada a dicho año
0.0000E+00		Concentración en el estrato 1
0.0000E+00		Concentración en el estrato 2
0.0000E+00		. . .
0.0000E+00		
0.0000E+00		
0.0000E+00		
0.0000E+00		
0.0000E+00		
1.1897E+12		Concentración en la zona del residuo
2.0291E+12		
2.4550E+12		
2.6209E+12		
1.2456E+12		Ídem zona del suelo
9.6784E+11		
6.8861E+11		
4.4412E+11		
2.5856E+11		
1.3592E+11		

Ejemplo 2

Es un caso similar al anterior, pero en este caso existen 2 etapas en la degradación del los materiales. La geometría es idéntica a la anterior, pero se agregó un manto de arena de 0,50 m debajo el residuo. En este caso se simula el transporte de Cs-137.

Los archivos de datos son los siguientes:

GRIDAT96.TXT

2000			Área [m^2]
1	1	18	Número de nodos en X, Y, Z
1	1	0.25	Δx, Δ y, Δz [m]
1			Δt [d]
1000			Tiempo de finalización de la simulación [a]
1	50		" iso", tipo de salida de C en función de la posición, B = 50 a
2			"ipo" tipo de salidas en los nodos de interés
1			1 nodo de observación
1	1	18	Posición (i, j, k) del nodo de observación
4			5 Nodos fuentes
1	1	9	Posición (i, j, k) de los nodos fuente
1	1	10	...
1	1	11	
1	1	12	
2			Término fuente tipo 2 (exponencial decreciente con lixiviación)

GEODAT96.TXT

```
0                       Velocidad variable
2                       2 etapas en la degradación de los materiales
30.2    "a"             Semiperíodo 30,2 años
6.0E11                  Actividad inicial del primer período
50                      fin del primer período a los 50 años
4686                    Tlix, semiperíodo de lixiviación en años del primer período
1.8903E11               Actividad inicial del segundo período
10000                   fin del segundo período a los 10.000 años
46.9                    Tlix, semiperíodo de lixiviación [a] del segundo período
0       0.02            Dispersividades longitudinal y transversal de la etapa 1, estrato 1
3751    0.16            R y porosidad etapa 1, estrato 1
0       0.02            Dispersividades del estrato 2
3751    0.16             R y porosidad del estrato 2
0       0.02                        ...
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02            ídem estrato 9: residuo
1       0.41
0       0.02
1       0.41
0       0.02
1       0.41
0       0.02
1       0.41
0       0.02            ídem estrato 13: arena
1       0.057
0       0.02
1       0.057
0       0.02            estrato 15: suelo del lugar
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0.02
3751    0.16
0       0       1.06e-09        Velocidades según X, Y, Z [m/s] para la primera etapa, estrato 1
0       0       1.06e-09        ídem estrato 2
0       0       1.06e-09                ...
0       0       1.06e-09
0       0       1.06e-09
0       0       1.06e-09
0       0       1.06e-09
0       0       1.06e-09
0       0       3.86E-10        ídem estrato 9: residuo
0       0       3.86E-10
0       0       3.86E-10
0       0       3.86E-10
0       0       8.41E-09        ídem estrato 13 arena
```

```
0      0      8.41e-09
0      0      1.06e-09          ídem estrato 15 suelo del lugar
0      0      1.06e-09
0      0      1.06e-09
0      0      1.06e-09
0      0.02                     Segunda etapa: dispersividades longitudinal y transversal estrato 1
1936   0.31                     R y porosidad para el estrato 1, (segunda etapa)
0      0.02                     Dispersividades estrato 2 (etapa 2)
1936   0.31                     R y porosidad estrato 2 (etapa 2)
0      0.02                              ...
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02                     ídem estrato 9: residuo
1      0.47
0      0.02
1      0.47
0      0.02
1      0.47
0      0.02
1      0.47
0      0.02                     ídem estrato 13: arena
1      0.098
0      0.02
1      0.098
0      0.02                     ídem estrato 15: suelo natural
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0.02
1936   0.31
0      0      5.04E-08          Velocidades de la segunda etapa, estrato 1: suelo natural
0      0      5.04E-08          ídem estrato 2
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      3.3E-08           ídem estrato 9: residuo (etapa 2)
0      0      3.3E-08
0      0      3.3E-08
0      0      3.3E-08
0      0      2.46E-07          ídem estrato 13: arena (etapa 2)
0      0      2.46E-07
0      0      5.04E-08          ídem estrato 15 suelo del lugar (etapa 2)
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
0      0      5.04E-08
```

Los archivos de salida creados por el programa son:

3cmax96.txt
bal96.txt
jefl96.txt

Salidas C- t

3salt96.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (1, 1, 18)

Salidas C- coordenadas

3sal96.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 50
3sal96.2	ídem para el año 100 (2 x 50)
3sal96.3	ídem para el año 150
3sal96.fin	salida final para el año 154

En este caso la simulación se detuvo manualmente a los 154 años, de no ser así se hubieran obtenido 20 archivos. A continuación presentamos algunos archivos de salida

3CMAX96.TXT

i	j	k	t	Cmax
1	1	4	50.00	1.5016E-07

El archivo está compuesto por el segundo renglón, el primero es sólo aclaratorio.

BAL96.TXT

Tiempo [a] : 50
Inventario actual [Bq] : 1.9044D+11
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 5.5502D+05
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.4016D-04
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 1.8903D+11
Relación actividad modelo/teórica : 0.9926
Tiempo [a] : 100
Inventario actual [Bq] : 6.0445D+10
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 6.2837D+07
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.8729D+05
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 2.8656D+10
Relación actividad modelo/teórica : 0.4751
Tiempo [a] : 150
Inventario actual [Bq] : 1.9185D+10
Actividad en el dominio del modelo [Bq]: 2.9439D+07
Actividad que salió del dominio [Bq] : 1.5670D+06
Actividad remanente en el residuo (no lixiviada) [Bq] : 4.3440D+09
Relación actividad modelo/teórica : 0.2280

JEFL96.TXT (se presenta en tres columnas de texto)

Actividad de salida

```
8.602710939812228D-16   año 1
8.877424605192483D-14   año 2
1.172580356220868D-12
   ...
 6.647764869333378D-12
 2.407645394149385D-11
 6.640206195022713D-11
 1.527673998991243D-10
 3.090685569692861D-10
 5.683307737977225D-10
 9.709536758820764D-10
 1.564851967786852D-09
 2.405507488434953D-09
 3.555943813454063D-
09
 5.086632334507775D-09
 7.075337538344565D-09
 9.606908442467203D-09
 1.277302256952378D-08
 1.667188835820326D-08
 2.140791147452085D-08
 2.70913300876379D-08
 3.383782380172837D-08
 4.176810058637281D-08
 5.100746572040788D-08
 6.16853764565123D-08
 7.393498582476566D-08
 8.789267872179367D-08
 1.036976031768463D-07
 1.214911994462434D-07
 1.414167293621309D-07
 1.636188081495678D-07
 1.882429407268019D-07
 2.154350643164228D-07
 2.453410990192483D-07
 2.781065078376054D-07
 3.138758674795438D-07
 3.527924511298957D-07
 3.949978242374306D-07
 4.406314542391953D-07
 4.898303350229707D-07
 5.427286268162438D-07
 5.994573120847788D-07
 6.601438679253298D-07
 7.249119553450087D-07
 7.938811257345009D-07
 8.671665447602185D-07
 9.448787338303643D-07
 1.027123329215186D-06
 1.114000858842062D-06
 1.205606536724358D-06
 1.298691318565979D-04
 8.646936120451776D-04
 2.912465534677317D-02
 .2410264659740974
 1.010626383387056
 2.92782910182777
 6.768149204506364
 13.46202165840081
 24.06667592721158
 39.7405683133274
 61.72020365716238
 91.29918100364777
 129.8093073297556
 178.6036326057537
 239.0412681635957
 312.4738585866484
 400.2335851381612
 503.6225861329611
 623.9036866481774
 762.2923365838952
 919.949662342128
 1097.976543309985
 1297.408629927494
 1519.212225408086
 1764.280958175852
 2033.433176802802
 2327.410003685529
 2646.873987907212
 2992.408301700415
 3364.516428670629
 3763.622295471719
 4190.070801953039
 4644.128707934508
 5125.985837720434
 5635.756566244469
 6173.481553356329
 6739.129695223622
 7332.600264138132
 7953.725210192678
 8602.271600339454
 9277.944172260741
 9980.387982285172
 10709.19112827192
 11463.8875299707
 12243.95975084881
 13048.84184676647
 13877.9222281824
 14730.54652378667
 15606.02043459492
 16503.61256859784
 17422.55724705008
 18362.05727440509
 19321.28666476132
 20299.39331848517
 21295.50164341894
 22308.7151157726
 23338.1187764381
 24382.78165905812
 25441.75914673118
 26514.09525474103
 27598.82483716697
 28694.9757156648
 29801.57072910189
 30917.62970309807
 32042.17133885487
 33174.21502096499
 34312.78254416834
 35456.89975927861
 36605.59813873387
 37757.91626243175
 38912.90122470025
 40069.60996342184
 41227.11051248256
 42384.48317884899
 43540.82164569863
 44695.23400313009
 45846.84370807548
 46994.79047511059
 48138.23109993096
 49276.34021731626
 50408.31099544985
 51533.35576850415
 52650.70660942466
 53759.61584487214
 54859.3565142932
 55949.22277510007
 57028.53025594036
 58096.61636003411
 59152.84052054663
 60196.58440995348
 61227.25210533451
 62244.27021151542
 63247.08794394764
 64235.17717319338
 65208.03243284827
 66165.1708927063
 67106.13229893464
 68030.47888298727
 68937.79524095451
 69827.68818499925
 70699.78656849553
 71553.74108643991
 72389.22405266769
 73205.92915535685
 74003.57119227052   año 154
```

Ejemplo 3

Se preparó un caso de velocidad uniforme pero con tres etapas en la degradación de los materiales.

Los archivos de datos son los siguientes:

GRIDAT11.TXT

1	Area [m^2]
6 5 20	número de nodos en X, Y, Z
5 5 1	Delta X, Y, Z [m]
1	Delta t [d]
100	Tlim [a]
1 10	"iso": tipo de salida en función de la posición cada 10 años
2	"ipo": tipo de salidas en nodos de observación
2	2 nodos de observación
1 1 10	posición (i, j, k) de los nodos de observación
1 1 18	...
2	2 nodos fuente
3 3 6	posición (i, j, k) de los nodos fuente
4 3 6	...
1	Término fuente tipo 1: exponencial decreciente

GEODAT11.TXT

1	Velocidad uniforme
3	3 etapas en la degradación de los materiales
12.3 "A"	Semiperíodo 12,3 años
1	Actividad inicial (Jini) [Bq] de la etapa 1
20	Cambio de período a los 20 años
10	Semiperíodo de la fuente (Tlmed) [a]
1	Jini, etapa 2
50	Fin de la segunda etapa
5	Tlmed [a] segunda etapa
1	Jini, etapa 3
100	Fin de la tercera etapa [a]
5	Tlmed [a] tercera etapa
0.1 0.02	Dispersividades longitudinal y transversal [m] etapa 1
1 0.1	R, porosidad para la etapa 1
0 0 6.3e-10	Velocidades según X, Y, Z para la etapa 1
0.5 0.1	Dispersividades etapa 2
1 0.2	R, porosidad etapa 2
0 0 6.3e-09	Velocidades etapa 2
1 0.5	ídem etapa 3
1 0.45	...
0 0 6.3e-08	

Los archivos de salida son:

3cmax11.txt
jefl11.txt

Salidas C- t

3salt11.1	salida que guarda la concentración anual, del nodo (1, 1, 10)
3salt11.2	salida que guarda la concentración anual, del nodo (1, 1, 18)

Salidas C- coordenadas

3sal11.1	salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal11.2	ídem para el año 20
...	
3sal11.9	ídem para el año 90
3sal11.fin	salida final para el año 100

Se presentan solamente el archivo con los máximos, y el de la actividad de salida.

3CMAX11.TXT

i	j	k	t	Cmax
3	3	10	20.00	4.1433E-16
3	3	18	20.00	2.7788E-25

JEFL11.TXT (se presenta en tres columnas de texto)

1.345751913935539D-33	2.175312681586899D-02	9.117862643420697
9.08930708791224D-29	3.758041240783856D-02	8.40079280134084
5.660006980081645D-26	6.132250526021868D-02	7.721162731460251
5.20670802432847D-24	9.519482268862275D-02	7.083173825382088
1.67351517640904D-22	.141437544113361	6.488506330759114
2.76171790262101D-21	.2021597762581655	5.937171421947762
2.877747119142556D-20	.2791868090898363	5.42809933274272
2.14360414900373D-19	.373925730880755	4.9595435041787
1.236751410036852D-18	.487260881859341	4.529357306132312
5.837613441876755D-18	.6194860383675508	4.135182724442276
2.343828595463949D-17	.7702756739640483	3.774578220741795
8.237896512155899D-17	.9386937291284714	3.445104492065453
2.59025530788082D-16	1.123235360524398	3.144381020935795
7.409965621478103D-16	1.321895232189854	2.87012231191376
1.954407848278059D-15	1.532254989997546	2.620159980394288
4.803781961891191D-15	1.751582464786859	2.392454990553614
1.109960543335035D-14	3.943504498209988	2.185103055115959
2.428377883852139D-14	.7716553178353787	1.996335322129258
5.060844633936079D-14	1.591575313413857	1.824515856378739
1.006087744481493D-12	2.616782710037011	1.668136989962623
3.883333740590325D-12	4.460026883370146	1.525813310289885
3.974389887380812D-10	6.963737526999705	1.39627483537625
1.137942418386599D-08	9.436417484817069	1.27835976934334
1.538208290010943D-07	11.39025768652336	1.171007117369939
1.284484402853262D-06	12.66634574353461	1.073249356534913
7.651970800310946D-06	13.30967656931406	.9842052983622609
3.522843916894892D-05	13.44681545854781	.9030732343486756
1.317419556747586D-04	13.21596742328566	.8291244230118273
4.14700880916566D-04	12.73708692682871	.7616969529549589
1.129807947867379D-03	12.10370595725071	.7001899988652388
2.724629457639451D-03	11.38432974407057	.6440584746146298
5.924354534945493D-03	10.6270356987646	.5928080785067276
1.179165240092112D-02	9.864423690182457	.5459907193116424

Ejemplo 4

Se eligió el mismo campo de velocidades del ejemplo 4 para la versión 24, flujo bidimensional en el campo X-Z, variable en el sentido Z y constante en los sentidos X e Y. El término fuente elegido fue tipo 4 (II.1.3.4. Actividad definida en archivo). La región tiene 10 nodos de 1 m en el sentido X, por 10 nodos de 1 m en el sentido Z, y un solo nodo de 1 m en el sentido Y.

GRIDAT51.TXT

```
1                                   Area
10     1      10
1      1      1                     Delta X, Y, Z
73                                  Incremento de tiempo 73 días
100                                 Tlim [a]
1
10
2
3                                   3 nodos de observación
5      1      10
10     1      10
10     1      5
1                                   1 nodo fuente
5      1      1
4                                   término fuente tipo 4
```

GEODAT51.TXT

```
0                                   Velocidad variable
1                                   1 etapa
0      "A"                          elemento no radiactivo
fuente1                             archivo de ingreso de datos
1.5    0.2                          Dispersividades [m] del estrato 1
1      0.4                          R y porosidad del estrato 1
1.5    0.2                          Ídem estrato 2
1      0.4                                 ...
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2
1      0.4
1.5    0.2                          Ídem estrato 10
1      0.4
7.846E-10      0      9.969E-9     Velocidades según X, Y, Z para el primer estrato
2.334E-9       0      9.723E-9     ídem estrato 2
3.827E-9       0      9.239E-9                ...
5.225E-9       0      8.526E-9
6.495E-9       0      7.604E-9
7.604E-9       0      6.494E-9
8.526E-9       0      5.225E-9
9.239E-9       0      3.827E-9
```

9.724E-9 0 2.334E-9
9.969E-9 0 7.846E-10 Velocidades para el estrato 10

Los archivos de salida son:
3cmax51.txt que tiene extensión nula ya que no obtuvo máximos
jefl51.txt

Salidas C- t
3salt51.1 salida que guarda la concentración anual, del nodo (5, 1, 10)
3salt51.2 salida que guarda la concentración anual, del nodo (10, 1, 10)
3salt51.3 salida que guarda la concentración anual, del nodo (10, 1, 5)

Salidas C- coordenadas
3sal51.1 salida con concentraciones de todos los nodos para el año 10
3sal51.2 ídem para el año 20
...
3sal51.9 ídem para el año 90
3sal51.fin salida final para el año 100

A continuación se presentan algunos archivos de salida.

JEFL51.TXT

Actividad de salida
0 año 1
0 año 2
0
5.899952014777826D-17
2.162010938762723D-14
2.12189708449489D-12
7.859318557778057D-11
1.475114172024864D-09
1.725715005282835D-08
1.424765956236247D-07
9.002396699673284D-07
4.600074968895596D-06
1.976796094970586D-05
7.357755616048463D-05
2.426299123399418D-04
7.214366506573243D-04
1.961822422869203D-03
4.935113049990511D-03
1.159212458800773D-02
2.562479531616634D-02
5.366491814122392D-02
.1070787538114612
.2045377567199832
.3755614948336279
.6652263791492957
1.140228042961417
1.896444420775727
3.068147808714062
4.838838181427005
7.453683968410076
11.23350876897155
16.59008017958796
24.04228166854544
34.23255939556287
47.94411485666826
66.11818523088434
89.87028686799295
120.505171131052
159.5299252027886
208.664098495424
269.8471648420031
345.2426191536385
437.2390441089915
548.4479030788883
681.6974036645067
840.0230809279292
1026.654446755665
1244.997929864869
1498.617426270267
1791.210981324623
2126.582614774972
2508.613346515333
2941.234801140631
3428.405715314801
3974.089125383632
4582.221756106124
5256.677168147198
6001.233534951439
6819.549961419071
7715.143672093949
8691.367639462513
9751.394573917551
10898.20259728218
12134.56077206778
13463.01352103504
14885.84699254592
16404.94232867852
18021.36420602214
19734.5988971277
21542.08174586586
23439.3297990849
25420.35479786703
27478.13188318459
29605.03012804646
31793.1705471628
34034.70529818819
36322.03892294902
38648.04553774375
41006.25751013503
43391.02378450167
45797.64299086473
48222.44484402216
50662.80893325558
53117.1213282501
55584.69430698685
58065.67480235356
60560.9480415814
63072.03745342958
65601.00434738133
68150.35193207959
70722.93748768748
73321.89514929222
75950.57049011206
78612.46720051502
81311.20525837703
84050.48921692031
86834.0850624186
89665.80431820088
92549.49423945165 año 99

3SAL51.FIN

año Actividad egresada (actualizada el año 100)

```
100.00    0.0000D+00
 2.1949E+06 Concentración nodo (1,1,1)
 2.1702E+06 ídem nodo (2,1,1)
 2.1101E+06  ...
 2.0053E+06
 1.8538E+06
 1.6636E+06
 1.4515E+06
 1.2410E+06
 1.0601E+06
 9.4493E+05
 2.2502E+06
 2.2267E+06
 2.1685E+06
 2.0665E+06
 1.9180E+06
 1.7300E+06
 1.5188E+06
 1.3070E+06
 1.1231E+06
 1.0039E+06
 2.3671E+06
 2.3453E+06
 2.2903E+06
 2.1930E+06
 2.0500E+06
 1.8668E+06
 1.6580E+06
 1.4455E+06
 1.2578E+06
 1.1337E+06
 2.5619E+06
 2.5417E+06
 2.4905E+06
 2.3992E+06
 2.2637E+06
 2.0877E+06
 1.8837E+06
 1.6722E+06
 1.4820E+06
 1.3543E+06
 2.8645E+06
 2.8459E+06
 2.7987E+06
 2.7141E+06
 2.5873E+06
 2.4205E+06
 2.2238E+06
 2.0163E+06
 1.8268E+06
 1.6981E+06
 3.3287E+06
 3.3115E+06
 3.2681E+06
 3.1904E+06
 3.0732E+06
 2.9172E+06
 2.7304E+06
 2.5304E+06
 2.3454E+06
 2.2193E+06
 4.0483E+06
 4.0325E+06
 3.9929E+06
 3.9221E+06
 3.8148E+06
 3.6707E+06
 3.4964E+06
 3.3074E+06
 3.1313E+06
 3.0112E+06
 5.1887E+06
 5.1743E+06
 5.1385E+06
 5.0746E+06
 4.9777E+06
 4.8469E+06
 4.6875E+06
 4.5135E+06
 4.3508E+06
 4.2400E+06
 7.0271E+06
 7.0144E+06
 6.9830E+06
 6.9273E+06
 6.8429E+06
 6.7286E+06
 6.5890E+06
 6.4362E+06
 6.2933E+06
 6.1962E+06
 9.9482E+06
 9.9385E+06
 9.9149E+06
 9.8732E+06
 9.8101E+06
 9.7252E+06
 9.6218E+06
 9.5092E+06
 9.4044E+06
 9.3336E+06  ídem nodo (10,1,10)
```

II.4.2. Ejemplos de verificación

Se tomaron los casos 1 y 2 usados para la verificación de la zona saturada.

II.4.2.1. Caso 1

Es un caso unidimensional con velocidad uniforme. Inicialmente todos los nodos tienen concentración nula, a partir del inicio de la simulación en el nodo superior (z = 0) se asigna concentración unitaria constante, y en el nodo inferior ("l"+1) se mantiene la concentración nula. La solución de la ecuación converge para $t \rightarrow \infty$ a:

$$C(z) = \frac{e^{Pe.z} - 1}{e^{Pe} - 1} \qquad con \;\; Pe = \frac{V_z L}{D_{zz}}$$

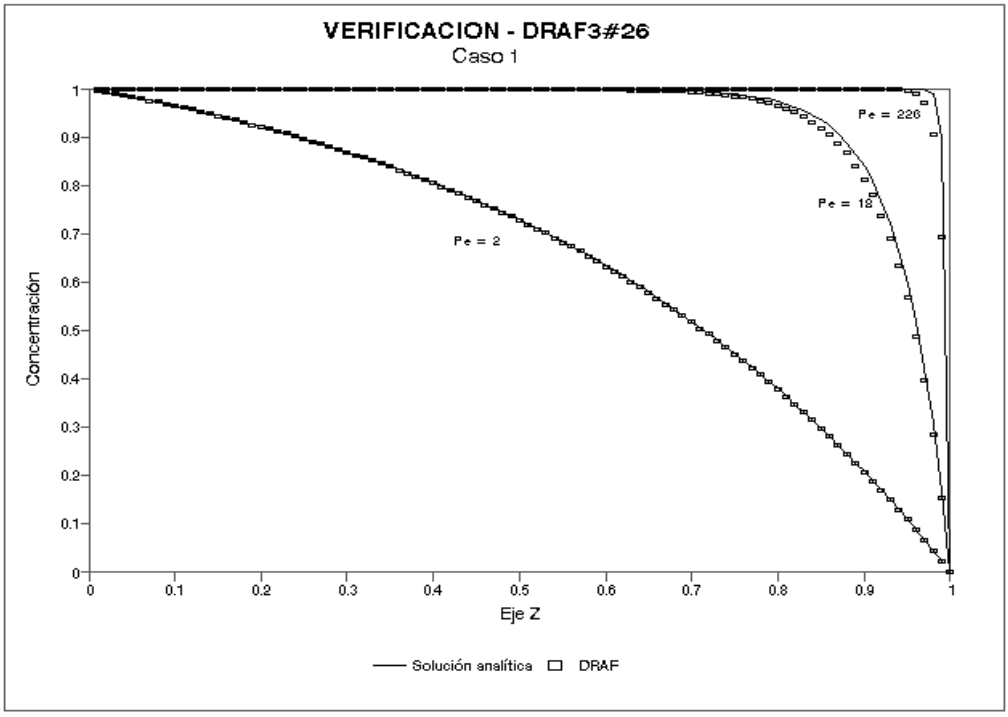
Este ejemplo se realizó modificando en la subrutina “bordes”, las condiciones de borde del modelo de este modo:

C(i, j, 0) = 1 para t ≥0

C(i, j, “l”) = 0 para t ≥0

Las modificaciones restantes son similares a las realizadas para la zona saturada.

En el gráfico siguiente se pueden observar la comparación entre la solución analítica y la solución dada por el modelo. La verificación se realizó para tres valores diferentes del número de Peclet.



Se calculó el error relativo porcentual promedio ε_{med} y el máximo ε_{max} para cada curva. A continuación se presentan los valores obtenidos:

para Pe = 2	ε_{med} = 0,268 %	ε_{max} = 0,628 %
para Pe = 18	ε_{med} = 0,747 %	ε_{max} = 7,467 %
para Pe = 226	ε_{med} = 0,354 %	ε_{max} = 22,59 %

II. 4.2.2. Caso 2

Consiste en una columna semi-infinita (Z > 0) formada por medio poroso. En Z = 0 existe un flujo continuo de concentración Co. La ecuación que gobierna el proceso es:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D_{zz}\frac{\partial^2 C}{\partial z^2} C\ V_z\frac{\partial C}{\partial z}\ \lambda C$$

y las condiciones de borde:

z > 0	⇒	C = 0	para t ≤ 0
z = 0	⇒	C = Co	para t > 0
z → ∞	⇒	C = 0	para t > 0

La misma puede obtenerse de la ecuación original del modelo adoptando Vy = Vz = 0; R = 1. La solución a esta ecuación dada por Bear (1972, p. 630) y se transcribe a continuación:

$$C(x,y,t) = \frac{Co}{2} e^{(V_z z / 2D_{zz})} [e^{-z\beta} erfc(\chi_1) + e^{z\beta} erfc(\chi_2)]$$

con

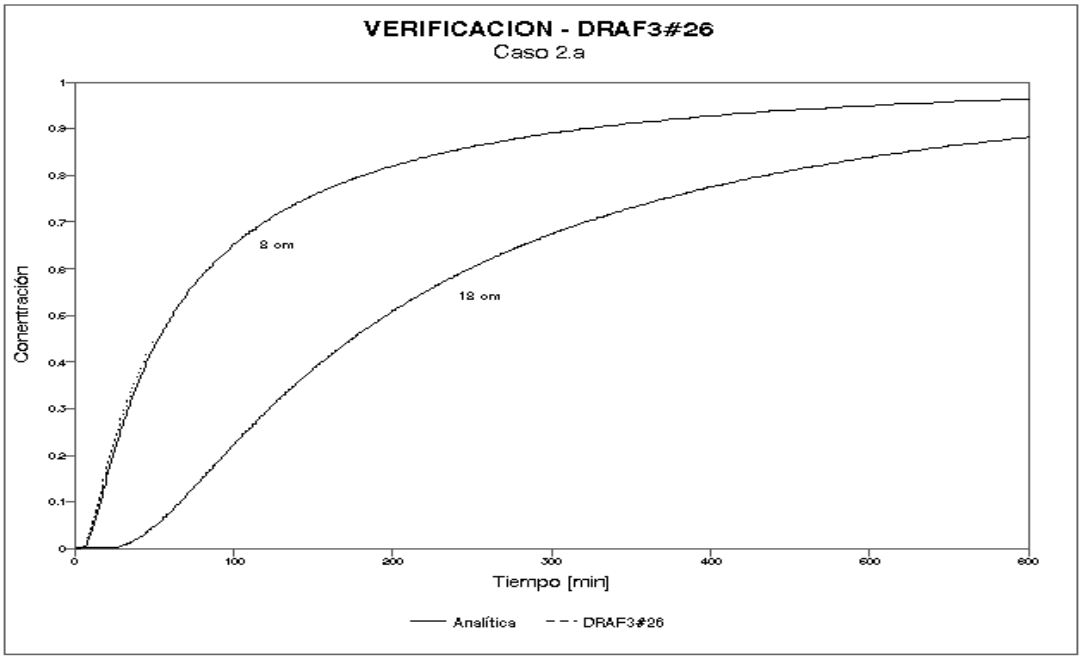
$$\chi_1 = \frac{z - \sqrt{V_z^2 + 4\lambda D_{zz}}\ t}{2\sqrt{D_{zz} t}} \qquad \chi_2 = \frac{z + \sqrt{V_z^2 + 4\lambda D_{zz}}\ t}{2\sqrt{D_{zz} t}}$$

Para representar el problema con el modelo DRAF, debió modificarse la condición de borde Z aguas arriba (borde superior): el borde impermeable se cambió por uno de concentración unitaria constante.

Caso 2.a. Los parámetros utilizados son:

Vz = 1,0E-5 m/s	α_L = 0,1 m	λ = ln(2) / 30 a
Δx = 1 m	Δy = 1 m	Δz = 0.01 m
n = 1	m = 1	I = 100
Co = 1		

Se verificó la salida para z = 8 cm y 18 cm, como se puede visualizar en el gráfico siguiente:



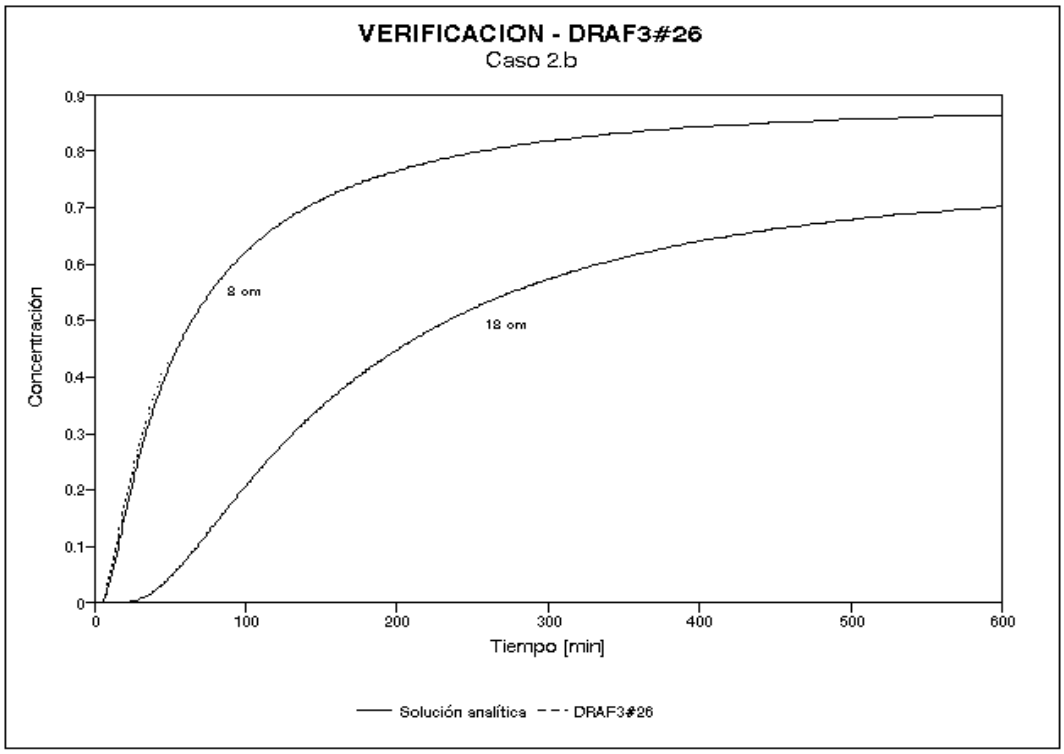
A continuación se presentan los errores obtenidos para cada curva:

para 8 cm	ε_{ed} = 18,44 % (6,24E-4)	ε_{max} = - (0,0211)
para 18 cm	ε_{med} = - (1,34E-3)	ε_{max} = - (1,89E-2)

Caso 2.b. Los parámetros utilizados son:

Vz = 1,0E-5 m/s	α_L = 0,1 m	λ = ln(2)/ (600 min)
Δx = 1 m	Δy = 1 m	Δz = 0.01 m
n = 1	m = 1	I = 100
Co = 1		

Se verificó la salida para z = 8 cm y 18 cm, como se puede visualizar en el gráfico siguiente:



Los errores obtenidos son:

para 8 cm	ε_{med} = - (4,69E-04)	ε_{max} = - (0,021)
para 18 cm	ε_{med} = - (8,31E-03)	ε_{max} = - (0,019)

REFERENCIAS

Bear, J. 1972. Dynamics of fluids in porous media. American Elsevier Publishing Company, Inc. 52 Vanderbilt Avenue New York 10017. p 121.

Custodio, E. y M.R. LLamas. 1983. Hidrología Subterránea. Ediciones Omega, Platón 26 - Barcelona-6.

Ferreri, J.C. 1992. Técnicas computacionales en Transferencia de Calor y Materia: Diferencias Finitas. Cuaderno 36 del CAMAT. Primera Escuela de Postgrado en Transferencia de Calor y Materia.

Healy, R. W. 1990. Simulaton of solute transport in variably saturated porous media with supplemental information on modifications to the U.S. Geological Survey's computer program VS2D. U.S.G.S. Water Resource Investigations Report 90-4025.

IAEA. 1991. NSARS: Co-ordinated Research Programme on "The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities" Specifications for Test Case 1.

IAEA. 1992. NSARS: Co-ordinated Research Programme on "The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities" Specifications for Test Case 2 A.

IAEA. 1993. NSARS: Co-ordinated Research Programme on "The Safety Assessment of Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities" Specifications for Test Case 2 B.

Menéndez, A. 1988. Apuntes del Curso de Posgrado en Hidráulica Computacional. Facultad de Ingeniería. UNLP.

Rives, D.E. 1992. Informe de Progreso- Modelo de Dispersión de Radionucleidos en Acuíferos Freáticos (DRAF). División Estudios Ambientales. Departamento Evaluaciones. Gerencia de Seguridad Radiológica y Nuclear.

Rives, D.E., Siraky, G. y Palacios, E. 1993. Análisis de Consecuencias Radiológicas de la Eliminación de Residuos Radiactivos en el Área del Centro Atómico Ezeiza. Cuarto Congreso Argentino de Radioprotección.

Rives, D.E. 1995. Colaboración Científica en el Programa de Investigación Coordinado del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) "NSARS Test Case 2 C".

Rives D. E. 1996 a. Análisis del Transporte para el trabajo "The Safety Analysis as a Regulatory Tool: a Case Study", presentado por el Ente Nacional Regulador Nuclear en el "Symposium on Experience in the Planning and Operaton of Low Level Waste Disposal Facilities". OIEA.

Rives D.E. 1996 b. Modificación del código DRAF para su utilización en la zona no saturada.

Siraky, G. y Rives, D.E. 1994. Progress report and results of TC2B for The IAEA's Co-ordinated Research Programme on "The Safety Assessment of Near-surface Radiactive Waste Disposal Facilities".

Siraky, G.; Rives, D.E.; Tellería, D.M.; Bruno, H.A., Boutet, L.I.; Spano, F. y Pardo, O. 1993. Evaluación de seguridad de sistemas de eliminación de residuos radiactivos en superficie - Informe de Progreso. CNEA-0074-93.

ANEXO

1. Modificaciones realizadas junto con este Manual

Con la realización de este Manual se han introducido ciertas modificaciones a los programas, por cuestiones de compatibilidad entre versiones, ordenamiento, simplicidad, etc.

- La primera modificación consistió en uniformar las unidades: los tiempos de finalización de la simulación, Tlim y el valor de B, ingresan en años en todas las versiones (en algunas ingresaban en días).

- Se agregó un archivo "MEMORI*ha*.TXT"que incluye una breve memoria de la simulación, donde se indica:

  - Versión del modelo.
  - Tipo de término fuente, si el ingreso es por archivo se indica el nombre del mismo.
  - Fecha y hora de inicio y finalización. Si la simulación es detenida y continuada con posterioridad, también aparece la fecha y hora de la continuación.

- Se incluyeron las condiciones de estabilidad de las ecuaciones (26), (28), (30), (31) y (32), en las tres versiones del programa. En las versiones anteriores se usaban ecuaciones más genéricas para este tipo de ecuaciones en diferencias finitas, y las condiciones uniformes estaban preparadas para velocidad en un solo sentido (X para las versiones de zona saturada y Z para la versión 26).

- Se agregaron controles en el ingreso de los índices (i, j, k) de los nodos fuente y de observación, para evitar que por error queden fuera de la región simulada (en los nodos de borde).

- En la versión 26 se eliminó el dato velocidad de infiltración (Vinf). Este valor se utiliza para el cálculo del balance de masa. En las versiones actuales es calculado directamente por el programa. También se agregó la variable Dinf, que sirve para calcular la actividad que sale por difusión por el estrato inferior de la zona simulada. En la versión previa (1996) este egreso de actividad no se había tenido en cuenta. Esta modificación se realizó a último momento, por lo tanto es posible que el valor de la actividad que sale del dominio, y/o el de la relación actividad modelo/teórica, de los ejemplos se vean modificados levemente.

The Hydrogen Generated as a Gas and Storage in Zircaloy During Water Quenching

García, E.A.

Publicado como PI 6/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

THE HYDROGEN GENERATED AS A GAS AND STORAGE IN ZIRCALOY DURING WATER QUENCHING

García, E.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

A simple one-dimensional diffusion model has been developed for the complex process of Zircaloy oxidation during water quenching, calculating the hydrogen liberated as a gas and the hydrogen stored in the metal. The model was developed on the basis of small-scale separate-effects quench experiments performed at Forschungszentrum Karlsruhe. The new oxide surface and the new metallic surface produced by cracking of the oxide during quenching are calculated for each experiment performed at 1200°C, 1400°C and 1600°C using as-received Zircaloy-4 (no pre-oxidation) and with Zircaloy specimens pre-oxidised to give oxide thicknesses of 100μm and 300μm. The results are relevant to accident management in light water reactors.

RESUMEN

Se ha desarrollado un modelo simple de difusión en una dimensión con el objeto de simular el proceso complejo de la oxidación de Zircaloy durante una trampa en agua, calculando el hidrógeno liberado como gas y el hidrógeno retenido en el metal. El modelo fue desarrollado sobre la base de experimentos de laboratorio, en pequeña escala, realizados en el Forschungszentrum Karlsruhe. Las nuevas superficies oxidadas y las nuevas superficies metálicas producidas por la rotura de la capa de óxido durante la trampa en agua son calculadas para cada experimento efectuado a 1200°C, 1400°C y 1600°C usando Zircaloy con su superficie sin oxidar y con muestras Zircaloy previamente oxidadas con capas de óxido de 100μm y 300μm. Los resultados son relevantes para el manejo de accidentes en reactores de agua liviana.

INTRODUCTION

“An important accident management measure for controlling severe accident transients in light water reactors (LWRs) is the injection of water to cool the degrading core. Flooding of the overheated core, which causes quenching of the fuel rods, is considered a worst-case scenario regarding hydrogen generation rates which should not exceed safety-relevant critical values. Before the water succeeds in cooling the uncovered core, there will be enhanced oxidation of the Zircaloy cladding that in turn causes a sharp increase in temperature, hydrogen production, and fission product release. The complex physico-chemical processes during quenching and their mutual influence is not yet sufficiently known. In most of the code systems describing severe fuel damage the quench phenomena are not considered or only modelled in a simplified empirical manner” [1]. Many experiments have been performed recently at Forschungszentrum Karlsruhe (FZK) to investigate the in-vessel hydrogen source term that results from water injection into the uncovered core of a light water reactor (LWR) to cool it down. They can be divided into two types; those in a large-scale quench test facility [2] and small-scale experiments performed in the "quench-rig", the results of which are analyzed in reference [3].

The objective of the present paper is to contribute to the understanding and knowledge of the oxidation process during water quenching under the conditions of the quench-rig experiment, giving the possibility to calculate with a simple hypothesis the hydrogen generated as a gas and the hydrogen stored in the metal.

THE MODEL

We use one dimensional diffusion equations for each phase coupled with Stefan equations in each interface, as previously developed [4]. It is clear from the experimental results [3] that the assumption of a uniform process of oxidation over the whole sample surface during quenching is only correct in the case of samples without any preoxidation treatment. In this case, the oxide grows uniformly and has a protective character; the specimen surface is black and shining without any type of fissure or fracture. The one-dimensional diffusion model seems to be sufficient to describe the uniform oxidation process over the entire sample surface but is not able to distinguish between the hydrogen generated as a gas and the hydrogen stored in the sample. To simulate this partition a complementary hypothesis is needed.

In the case of pre-oxidised samples, the experimental results show significant fissuring of the samples after quenching has taken place. It seems to be necessary to add a complementary hypothesis to the one-dimensional diffusion model to describe more fully the complicated process of oxidation during quenching, previously the introduction of fissures in the oxide, [5,6]. The oxide and metal fractures in many cases are in general perpendicular to the sample surface, leading to reoxidation of substoichiometric oxide and the oxidation of new metallic surfaces exposed. It is impossible to describe such a complicated situation by a simple uniform model over the entire sample surface. Nevertheless, because building a three-dimensional model is too complex and inefficient, we propose to add some complementary hypotheses to the one-dimensional diffusion model to describe the experimental results.

This model is a contribution to the knowledge of the process of oxidation during water quenching, with the only tool of oxygen diffusion in the different phases and with the possibility to introduce fissures in the oxide, to better understand the complicated processes that occur in the surface of the cladding.

COMPLEMENTARY HYPOTHESES

The experiments performed with as-received Zircaloy

The experiments performed under this condition have one particular feature. The oxidation starts when the atmosphere around the sample changes from inert gas to a mixture containing steam. This happens when the valve shown in figure 1 (left side, quenching by water), is open some seconds before the water level touches the sample in the experimental period called the “quench time”. This is the reason why the oxidation time for our calculations starts several seconds before the “quench time” which was taken as the zero time in the experiments. This time is variable and depends on the different experimental conditions. The steam partial pressure varies from zero to a maximum value during this interval depending on the different quench temperature, and on the different previous temperature of water in the quench cylinder. We define a time, t_0, between the moment the valve opens and the “quench time”. Then, we consider a previous oxidation process at constant steam partial pressure and at constant temperature during this time t_0. The value of this constant temperature is the extrapolated value at the “quench time”.

A second point concerns the hypothesis necessary to calculate the partition between the hydrogen liberated as a gas and the hydrogen stored in the metal, during oxidation of the as-received Zry samples during quenching. To introduce hydrogen into the Zry it is very important to have a clean metallic surface, without a protective ZrO_2 layer or a very thick one. If a very thick protective oxide layer, of thickness λ, exists or grows over the sample, we can define a maximum oxide thickness which is able to allow diffusion of hydrogen through it, for each quench temperature, λ^T_m. Below this value, the hydrogen generated is assumed to be completely absorbed by the metal; Figure 2a. Above this value the hydrogen generated during the oxidation process is assumed to be generated only as a gas, Figures 2b and 2c. The definition of λ^T_m is an important simplification of the complex surface process whereby hydrogen diffuses into a very thick oxide layer and later diffuses into the metal, simultaneously with growth of the oxide layer due to the

oxygen diffusion. Figure 3a shows, for time 0 to t_1, a schematic oxide layer history where two types of hydrogen are generated during the growth period of the protective oxide (po) layer. When the oxide has a lower thickness than λ^T_m, the hydrogen will be stored (white region in the oxidation kinetics) and with a higher thickness than λ^T_m (dark gray region in the oxidation kinetics), the hydrogen will be generated as a gas. We use the particular case of quenching without preoxidation to define the parameter λ^T_m. Those values will be used for the other quench process, with preoxidation, in the case of new metallic surfaces exposed to the atmosphere, due to fissures into the metal.

The experiments performed with preoxidised Zircaloy

In this case the first hypothesis proposed for as-received Zry is no longer valid, because a large oxide layer thickness, compact and protective, was previously grown on the sample surface. During the time that this oxide layer is protective the oxidation kinetics are very slow. Then, the "quench time" correction necessary for the as-received samples is no longer used. The "quench time" is the zero time for this type of sample, t_0=0. We now consider how to modify the model for normal oxidation to treat the appearance of fissures during the quench process.

In Figure 3a, from time t_1 to t_3, we show an oxide layer developed over a Zry surface. At time t_1 a fissured oxide (fo) of depth ω_1 is produced in the oxide layer of thickness, ω_1+d_1. A small oxide layer thickness, d_1, remains over the metal, that can be considered null in the case of a new clean surface that will be exposed to the atmosphere. The oxide layer exposed has a typical oxygen gradient, Figure 4a, from ZrO_2 to ZrO_{2-x}. Then, some surfaces of ZrO_{2-x}, are exposed to the oxidant atmosphere when a fissure propagates through the oxide. This new substoichiometric oxide will oxidize to ZrO_2, up to a certain average distance from the new fissure surface, depending on the oxygen gradient in the oxide and the speed of quenching. This defines an average distance, **a**/2. We consider the surface fraction of the sample involved in this process to be **a**.CL/S, where **a** is the average band size around the fissure affected for the oxygen diffusion process, CL is the crack length, as defined in reference [7] and S is the sample surface. The hydrogen produced by this oxidation contributes only to the hydrogen as a gas, because it is produced far away from the new metallic surface exposed. This diffusion process parallel to the sample surface can be simulated with our one-dimensional code considering a fraction of the surface sample already defined, **a**.CL/S, where the short circuit is vertical to the sample surface produced by a fissure. The result of this last process is equivalent to the first one, an identical volume of ZrO_2 with a surface of **a**.CL/S times the thickness of oxide layer.

On the contrary, when a fissure produces a new metallic surface parallel or perpendicular to the sample surface we have a similar process as proposed for as-received Zry, as shown in Figure 5a, fissure at the oxide/metal interface. In Figure 5b, we add a possibility of fissure, and an exposed new metallic surface, due to the fissure through the metal cladding and then the oxidation of the internal surface of the cladding, always with the corresponding fraction of the surface involved. This process generates hydrogen stored in the sample when the oxide has lower thickness than λ_m^T. Evidently, after the oxide is developed over a newly exposed metallic surface and has exceeded the oxide thickness λ_m^T, the system generates hydrogen only as a gas, Figures 5a and 5b. This last hydrogen generated as a gas has the possibility to be produced over an significant fraction of the sample surface that could be as big than the new surface developed.

Then, we will use the one-dimensional diffusion model with one fissure at the "quench time" and with a different surface percentage during the quenching process of oxidation to evaluate the new oxide surface and the new metallic surface exposed to the oxidant atmosphere that are necessary to reproduce the experimental results.

MODEL RESULTS

Applying the "complementary hypotheses" mentioned in a previous paragraph, the one-dimension diffusion model for the oxidation process with the possibility to introduce fissures in the zirconium oxide was used to calculate firstly the oxidation during water quenching in the cases without preoxidation at 1200°C, 1400°C and 1600°C. Here we have two parameters to be

determined: t_0 and λ^T_m, with the experimental knowledge of temperature as a function of time for each portion of the sample (namely the upper end, central region and lower end) and the total hydrogen generated, that is the addition of the hydrogen stored and the hydrogen generated as a gas.

Figures 6a, 6b and 6c show the oxidation kinetics at 1200°C, 1400°C and 1600°C, for specimens without preoxidation. Tables I to III summarize the calculated results in comparison with the experimental ones. The values λ^T_m were calculated for two temperatures: 1200°C and 1600°C, they are 4μm and 8μm respectively. The value for 1400°C was interpolated from this two. It was impossible to calculate this value because the experimental value for stored hydrogen was not measured at this temperature, [3]. Then λ_m^{1400}(interpolated) = 6μm. Using this interpolated value gives us the possibility to calculate the hydrogen storage missing in the experiment: 1400°C, 0μm, Table II.

The values t_0 were determined to obtain the desired final values for the hydrogen as a gas. The first value for the "quenching time" was extrapolated for negative times up to the corresponding t_0 values because there is no experimental information about the temperature history during this period. This can be the reason why the t_0 value for 1600°C, 0μm, Table III, seems to be too big. It is possible, Figure 6c, that the temperature extrapolated, 1605.96°C, from "quench time"(21.85s)-t_0(8.4s)=13.45s up to the "quench time"(21.85s), was too small with respect to the real value.

In Figure 7 we show typical oxidation kinetics, where we observe the hydrogen generated as a gas and the hydrogen absorbed in the metallic Zry in the case of sample quenching with preoxidation and fissures produced at the "quench time" for all the experiments. In this type of experiment, with preoxidation, we considered that for oxidation of an oxide layer with an oxide thickness less or equal λ^T_m, the hydrogen generated is stored in the metal. The values, λ^T_m, are those previously determined for the samples without preoxidation, at each temperature. The total hydrogen generated during the quenching, shown in Figure 7, starts with an significant quantity of hydrogen generated as a gas, 0.676mg/cm^2, up to the moment that the fissure approaches less than λ^T_m to the po/α-Zry interface. Then, the hydrogen generated is stored in the sample (maximum value 0.066mg/cm^2) the hydrogen generated as a gas is null, up to the moment that the oxide grows goes beyond the thickness λ^T_m. At that time, the hydrogen generated as a gas continues to grow 0.042mg/cm^2 more, and the hydrogen stored is constant up to the end of the transient. This is typical kinetics for the case we considered as a uniform process over the whole sample. But as it was shown in Figures 5a and 5b the oxidation of substoichiometric oxide, to produce hydrogen as a gas, is of only a small fraction of the sample surface around the fissure. On the contrary the hydrogen stored in the sample, is relatively small, 0.066mg/cm^2, but the surface (new surfaces) involved in the process, Figures 5a and 5b, could be very important. At the same time if the oxidation continues, as in this example, 0.042mg/cm^2 of hydrogen as a gas, on the new extended surface, the quantity of hydrogen generated as a gas will be too large. In that case we will consider the same new surface if the hydrogen as a gas is not excessive compared to the experimental results (example: lower end thermocouple in Table IV). If the hydrogen generated as a gas in this second process is excessive, a reduction of the new surface is necessary (example: Table V central thermocouple, reduction from 210% to 180% of new sample surface). This effect can be explained if we take into account that a large surface is oxidised through a small hole (initial fissure in the oxide) and steam starvation will take place along the new surface, so that some new surface will not oxidised to more than λ^T_m oxide thickness. Several results of this type could be observed in the metallographic cross-sections of the samples [3]. The results summarising all the oxidation during quenching with preoxidised samples are listed in Tables IV to IX.

Figure 8 shows the region during the transients illustrated in Figure 7, where the interface fo/po approaches the interface oxide po/α-Zry to a distance less than λ^T_m. The interval during this two interface approaches less than λ^T_m=6μm is marked grey. In a similar way the same region was shown schematically in Figure 3a, as a white region.

We obtain from the water quenching experimental results [3] the hydrogen stored and hydrogen generated as a gas, unfortunately over the same samples the total crack length was not deter-

mined. The total crack length [7] was measured, but during steam quenching, instead of water quenching. We use the results of steam quenching to interpret the results of water quenching for the new determinations. Figures 9a to 9c show these results and the linear fit, under the assumption that the correlation is a straight line. All the straight lines approach the zero ordinate near 100μm crack length. Table X shows the validity band for the crack length, CL; no cracks for 0μm and different CL as a function of temperature for 300μm with an error of 20%. The uncertainty in the case of 100μm is due to the fact that the error band is bigger than the CL that can be considered null. A zero value for the CL is in contradiction with the hypothesis of the model. Zero CL means no crack at all, then no hydrogen is stored in the Zry, because no new surface is exposed to the atmosphere; this is in contradiction with the experimental results. We will use the positive values for CL at 100μm defined by the error band.

Table XI summarise the calculations of parameters **a** and **b** of the model using the equation;

$$\frac{S}{CL}\frac{P_{(a\,or\,b)}}{100}=(a\,or\,b)$$

S is the sample surface where we have fissured in the oxide, P_a, is the sample surface percentage that generates hydrogen as a gas due to fissures in the oxide, P_b, is the new sample surface percentage that generates hydrogen stored in Zry and CL is the total crack length. In the case of 100μm (light grey in Table XI) the only possibility is to calculate a minimum value, Figure 10a. Contrarily, in the case of 300μm, the calculated values of **a** and **b** are well defined, Figures 10b and 10c.

DISCUSSION

The one-dimension diffusion models with the possibility to introduce fissures in the oxide and some complementary hypotheses, were sufficient to interpret the complex three-dimensional process of oxidation during water quenching. The hypothesis defining λ_m^T seems to be the most difficult to justify, but in order to avoid complicated calculations and models related to the way in which hydrogen diffuses into the zirconium dioxide, this parameter avoid all these difficulties. Using the data for quench oxidation without previous preoxidation gives us the possibility to calculate λ_m^T, which can be used later for other experiments with preoxidation.

The rate of hydrogen absorption in Zry-4 was studied for as-received and preoxidised Zry samples [8], showing that the surface oxide delays the absorption rate, depending on the oxide layer thickness and the temperature. It is not clear from the results that it is necessary to dissolve completely the ZrO_2 to permit the hydrogen to be absorbed and it is possible that some remaining ZrO_2 is still present in the surface when the hydrogen starts to be absorbed. In Figure 11, we plot the natural logarithm (ln) of calculated values for λ_m^T (T=1200, 1400 and 1600°C) as a function of 1/T. By extrapolation we calculate λ_m^T=2.4 and 4μm at temperatures of 1000 and 1100°C respectively. This result shows that the extrapolated values are smaller than the previous sample oxide layer of 5 and 10μm in the experiment [8]. We conclude that the values extrapolated are in accordance with these experimental results, both samples need time in the hydrogen atmosphere to dissolve the oxide prior to absorption of the hydrogen according to the extrapolated values of our results.

The calculations show, in the case of 100μm, where the behaviour of each portion of the sample was completely different, that the experimental results becomes insufficient; fissures appear in the lower end but not in the middle and at the upper end. Despite the experimental difficulties, the calculation needs the crack distribution along the cladding and if it is possible the hydrogen absorbed in each corresponding portion of the cladding, both for water and steam quenching; as well as the temperature versus time from the moment that the valve starts to be open up to the “quench time”.

CONCLUSION

The use of a one-dimensional diffusion model with fissure at the “quench time” and certain “complementary hypotheses” plus the calculation of new oxide and new metallic surface exposed gives a possibility to describe the way in which the oxide and the metal shows different fracture surfaces during the water quenching process under the condition to reproduce the experimental values of hydrogen generated as a gas and the hydrogen stored in the metal.

ACKNOWLEDGEMENT

The author gratefully acknowledges Tim Haste, JRC Ispra, for reviewing the paper.

FIGURE CAPTIONS

Figure 1. Quench apparatus simulating flooding conditions in a degraded LWR core [3]. The left side illustrates a water quenching test. When the valve is open the upper and lower volumes communicate, the upper one contains the fuel rod specimen at a high temperature in a dry argon atmosphere and the lower one, with a wet atmosphere, contains a water cylinder at a given temperature. The steam partial pressure depends on the water temperature in the cylinder before the experiment. The cylinder moves up; the time when the water level touches the fuel rod specimen is defined as the “quench time” in the experiment; this time is considered the zero time for the measurements.

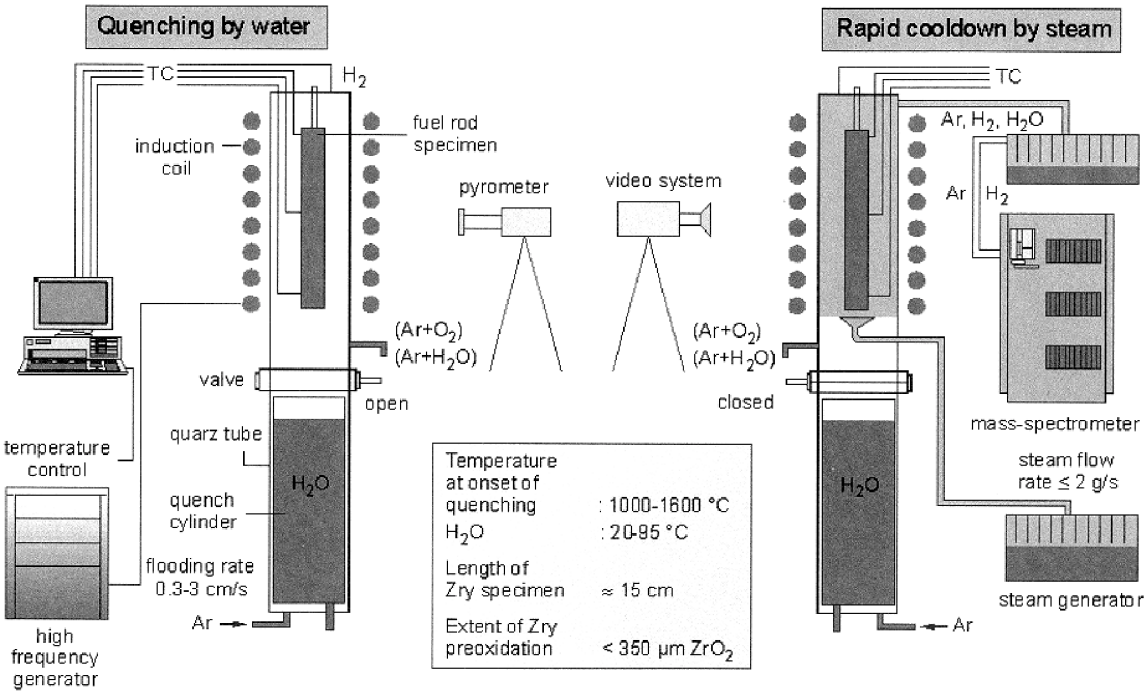


Figure 2. Schematic representations showing the oxide layer growth during the oxidation of as-received Zircaloy at three different times. (a) when the oxide layer thickness is smaller than λ^T_m, the hydrogen is stored in the metal, (b) and (c) when the oxide layer is bigger than λ^T_m, the hydrogen is only generated as a gas.

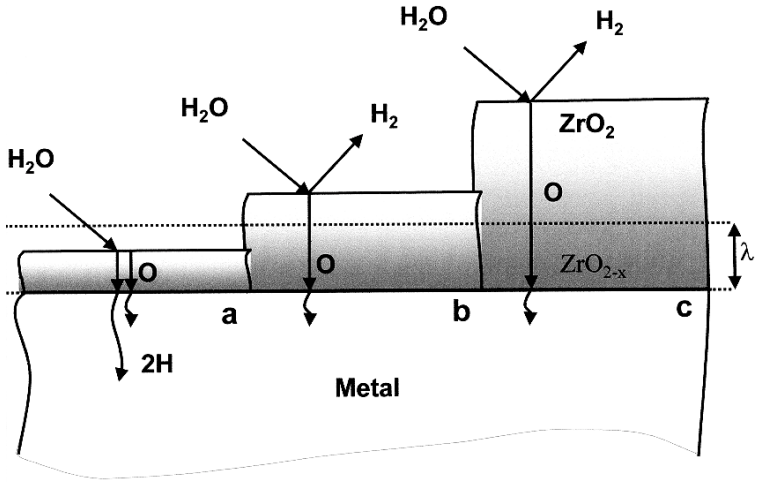


Figure 3. Illustrations of postulated oxide growth mechanisms. (a) ξ(oxide/metal interface position) and ω (fo/po interface position) vs. t (time): short-circuit path development ω_i showing stopping of the fo/po interface at (ω_1, ω_2, and ω_3) for times (t_1, t_2 and t_3). At time t_3 the total fissured region is $\omega_1+\omega_2+\omega_3=\omega$. (b) Schematic representation of how the code performs the calculation at time t_1. The light grey region, fo, only generates hydrogen as a gas and the dark grey region at a distance λ_m^T from the oxide/metal interface, the hydrogen generated will be stored in the sample. (c) C (oxygen concentration) vs. ξ_i (oxide/metal interface position) at different times, t_i: schematic representation of oxide profiles. The minimum thickness of the po regions (d_1, d_2 and d_3, that can be also zero) after the fissure propagation process at different times (t_1, t_2 and t_3) are shown, together with the corresponding oxide/metal interface positions (ξ_1, ξ_2 and ξ_3) during a repetitive oxide fracture and diffusion process.

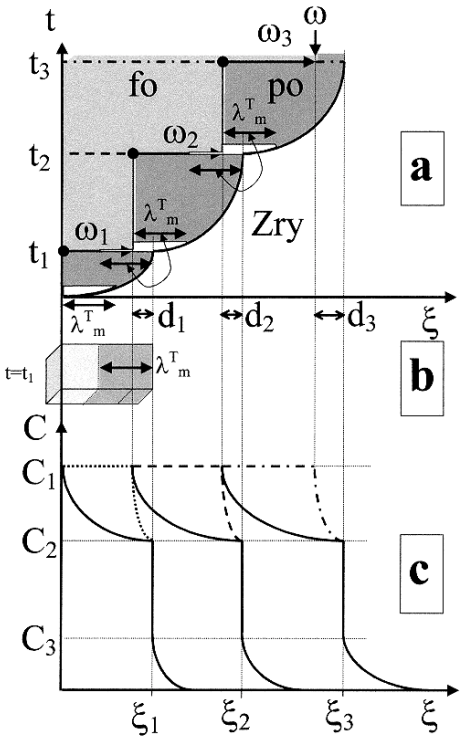


Figure 4. Schematic representations. (a) the protective oxide layer over Zircaloy-4 with the oxygen gradient from ZrO_2 to ZrO_{2-x} and (b) the consequence of two fissures in the oxide layer, the reoxidation of the new oxide surface exposed up to a average distance of a/2 from the fissure. The hydrogen generated far away from a new metallic surface is generated only as a gas.

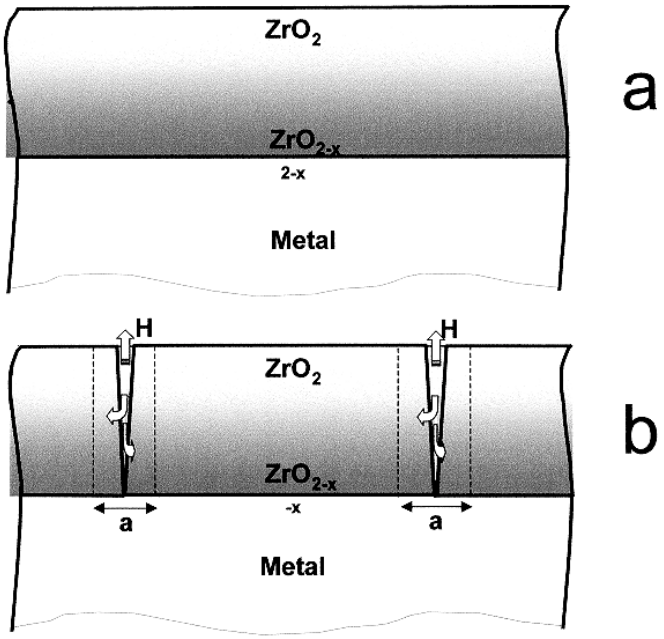


Figure 5a. Schematic representation of fissures in the oxide up to the metal/oxide interface and fissures in the oxide/metal interface. If CL is the total crack length determined at the external surface of the oxide, then a*CL is the sample surface fraction that contributes to generation of hydrogen as a gas, and b*CL is the sample surface fraction that contributes to generation of hydrogen stored in the sample during the oxide layer growth, when the oxide thickness is lower than λ_m^T in the b*CL surface. When the oxide grows more than λ_m^T in the b*CL surface, the hydrogen is generated as a gas in the b*CL surface, only in this case does the effect of steam starvation not happen. If steam starvation happens the maximum surface considered, b*CL, must be reduced to the effective surface according to the experimental results.

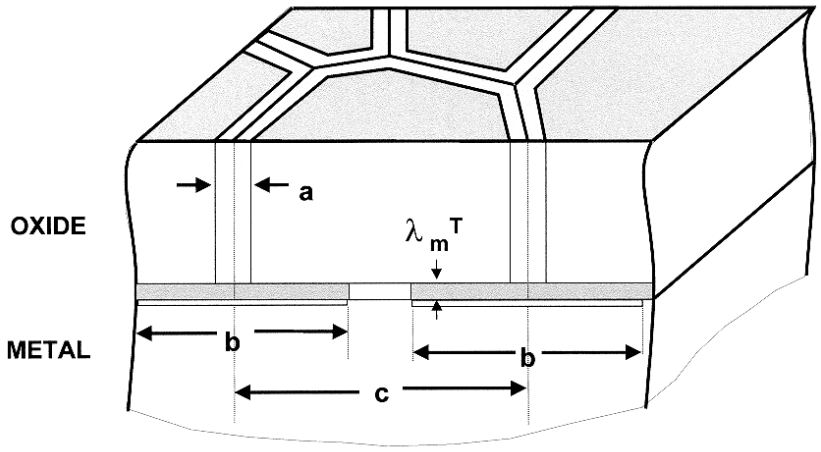


Figure 5b. Similar representations to 5a in the case that the fissure continues to propagate through the metal, exposing new metallic surface and involving the oxidation of the internal surface of the cladding.

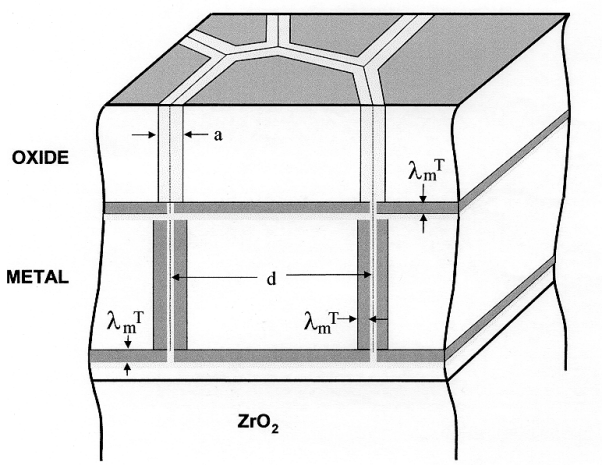
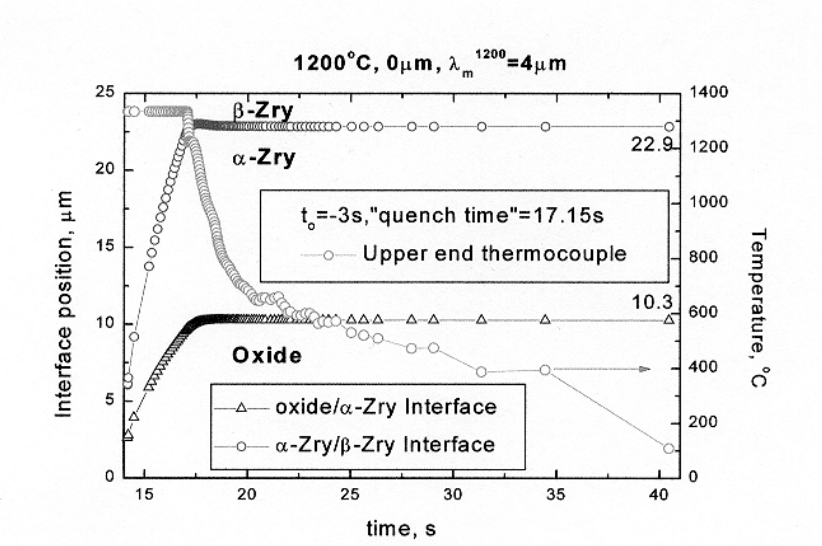


Figure 6a. Interface position and hydrogen generation as a function of time during water quenching in the case of the upper end thermocouple for 1200°C and as-received Zry-4.



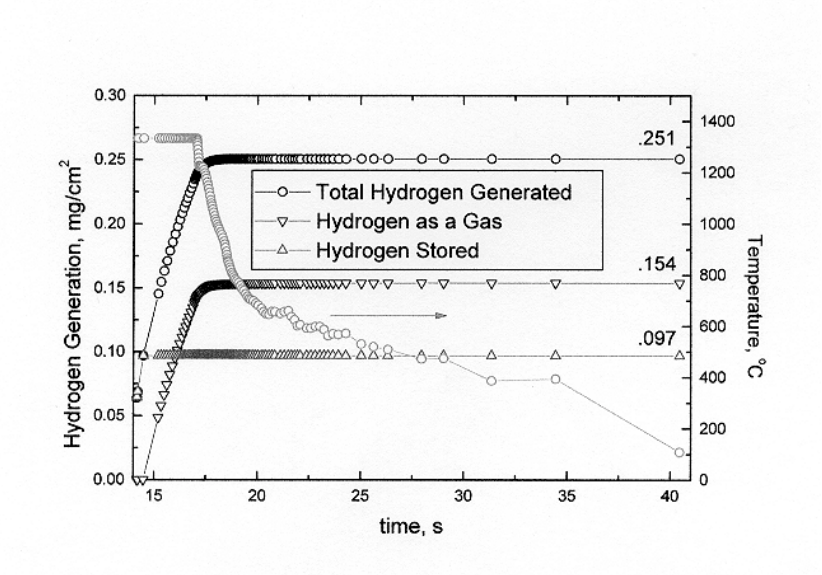


Figure 6b. Interface position and hydrogen generation as a function of time during water quenching in the case of the lower end thermocouple for 1400°C and as-received Zry-4.

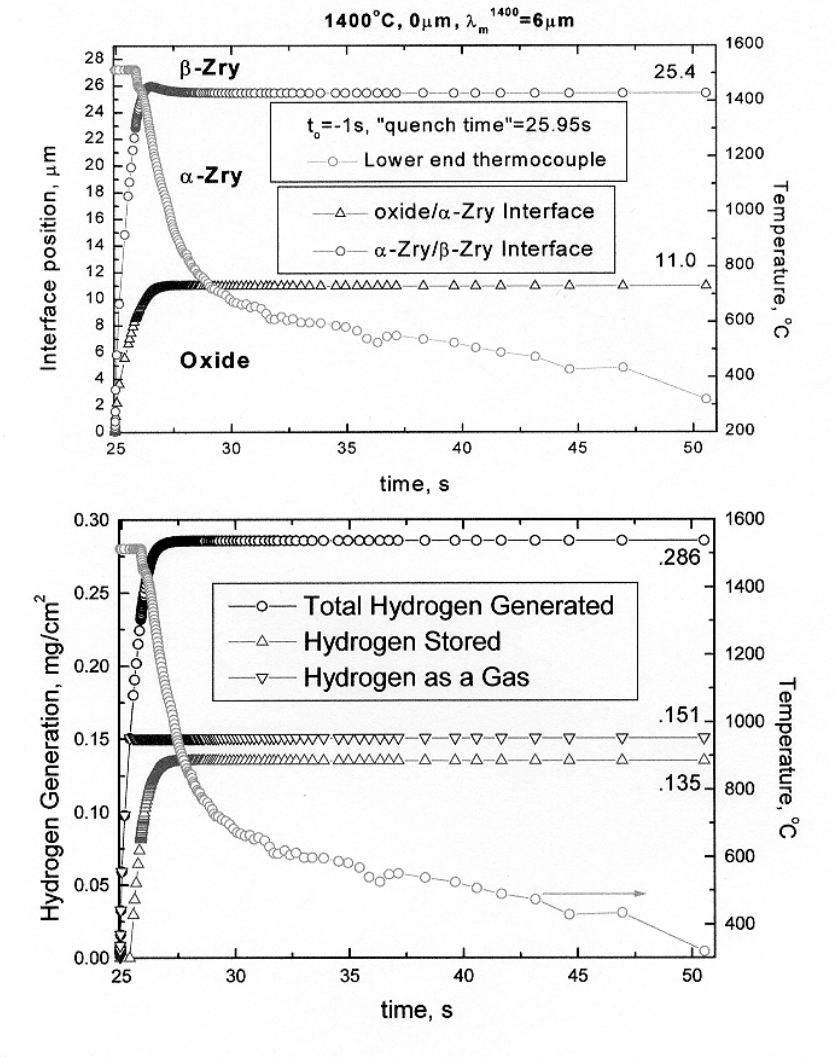


Figure 6c. Interface position and hydrogen generation as a function of time during water quenching in the case of the lower end thermocouple for 1600°C and as-received Zry-4.

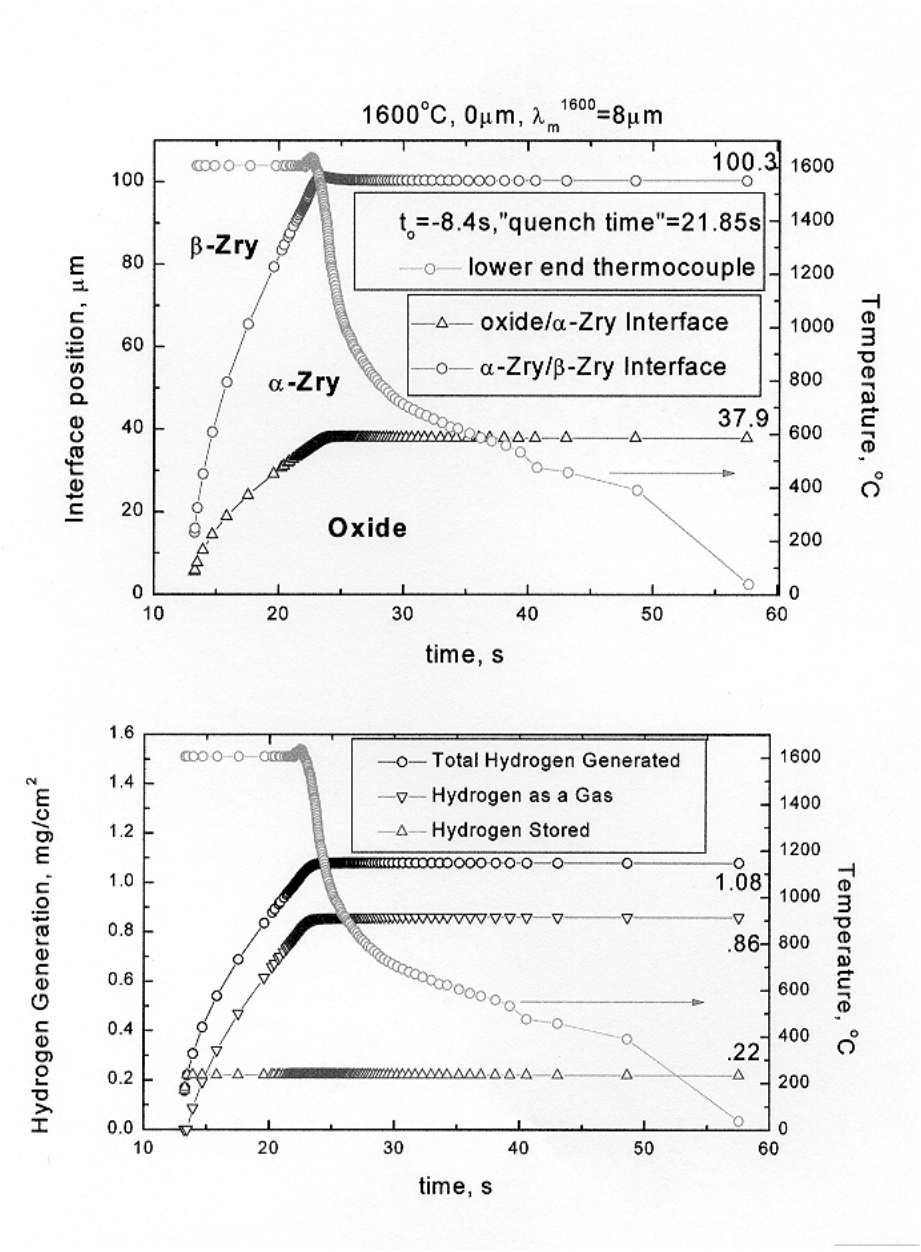


Figure 7. Interface position and hydrogen generation as a function of time during water quenching in the case of the central thermocouple for 1400°C and a pre-oxidation of 300µm.

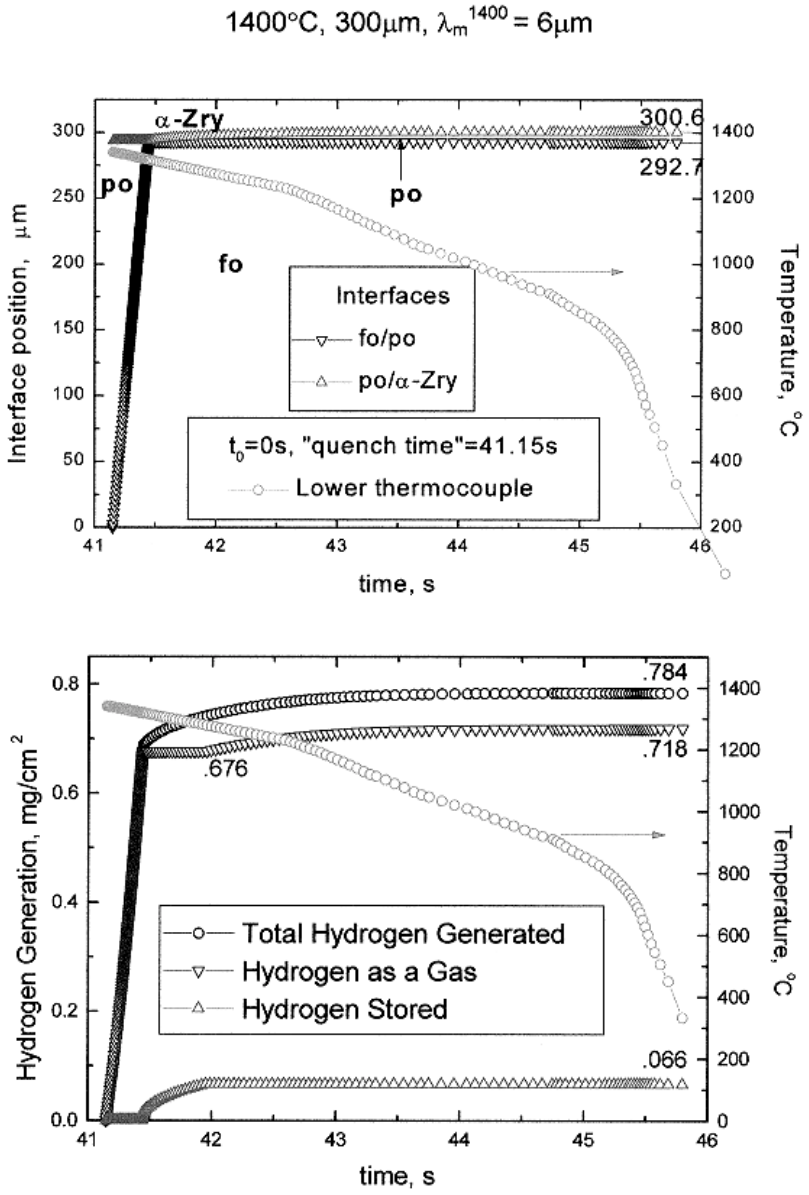


Figure 8. Interface position and hydrogen generation as a function of time during water quenching in the case of central thermocouple for 1400°C and a pre-oxidation of 300μm, corresponding to the upper plot in figure 7. Shown in detail is the moment that the fissure approaches the oxide/metal interface and the short time, 0.66s, in which the hydrogen generated is stored in the sample, this happen when the distance between the fissured oxide/protected oxide (fo/po) and protected oxide/α-Zry (po/α-Zry) interfaces is less or equal λ_m^T. In this case: λ_m^T = 6μm.

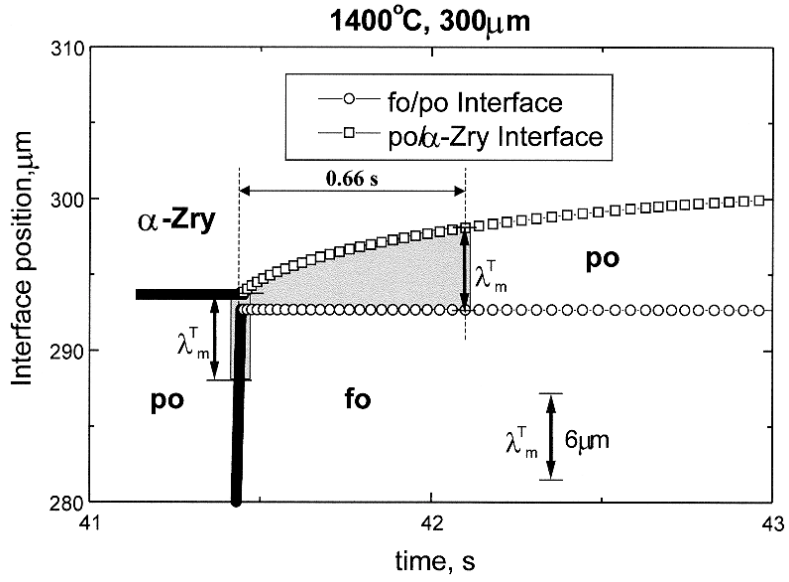


Figure 9. Crack length as a function of pre-calculated oxide layer thickness. From reference [7] quenching by steam. (a) steam quenching from 1200°C. (b) steam quenching from 1400°C. (c) steam quenching from 1600°C. A linear fit is calculated in each case with the error band.

Figure 9a

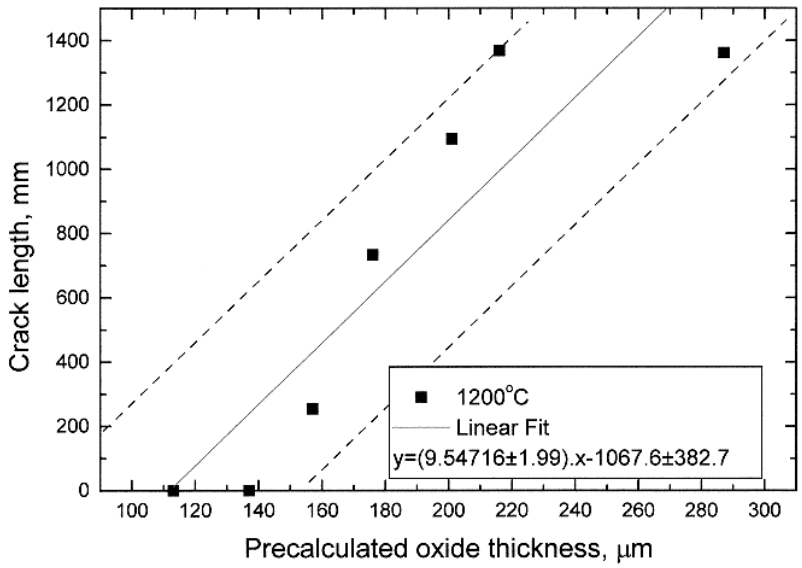


Figure 9b

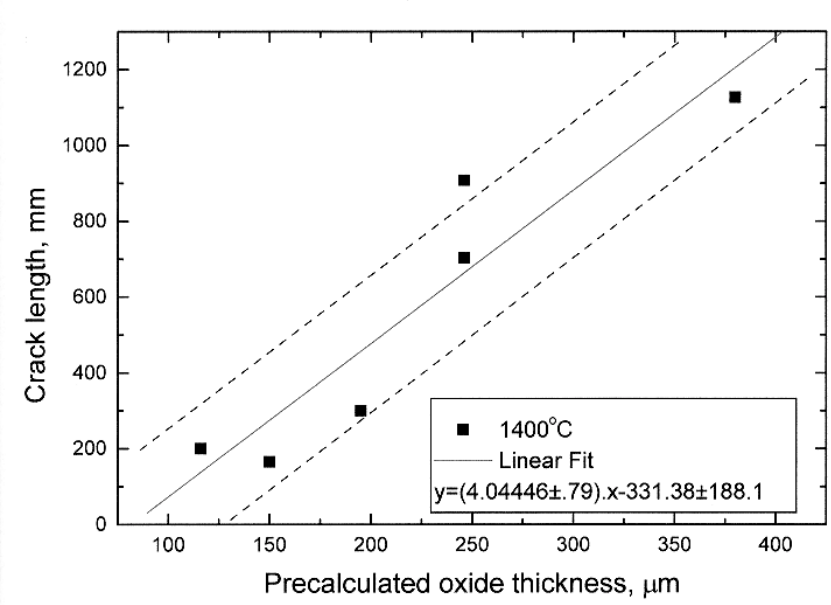


Figure 9c

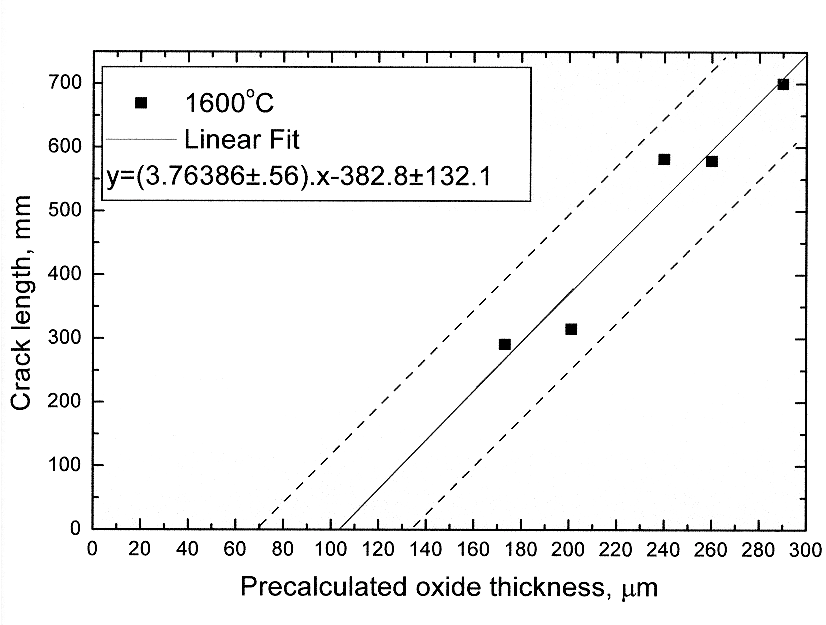


Figure 10a. Calculated minimum values of **a** and **b** vs. quenching temperature in samples with a pre-oxidation of 100μm and the values of 100% internal and external cladding surface.

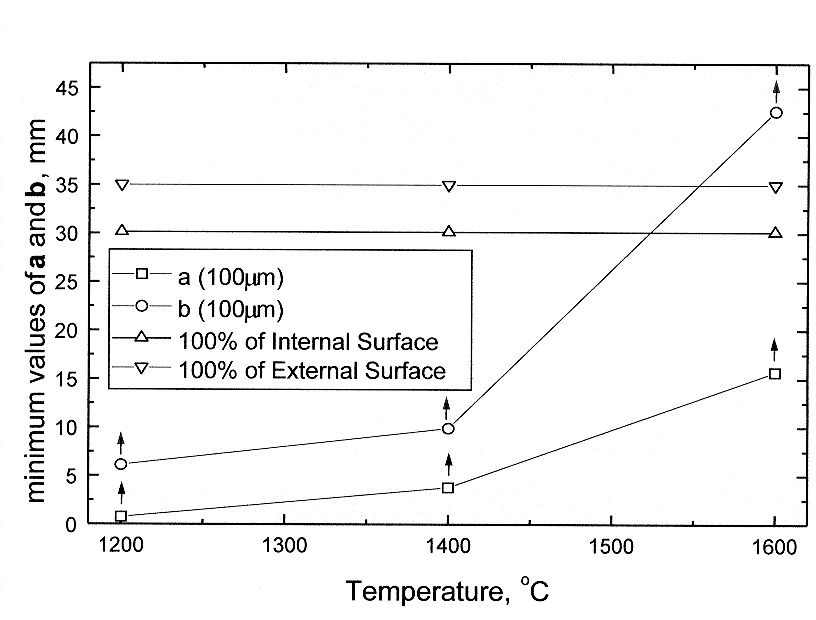


Figure 10b. Calculated validity **a** band vs. quenching temperature in samples with a pre-oxidation of 300μm.

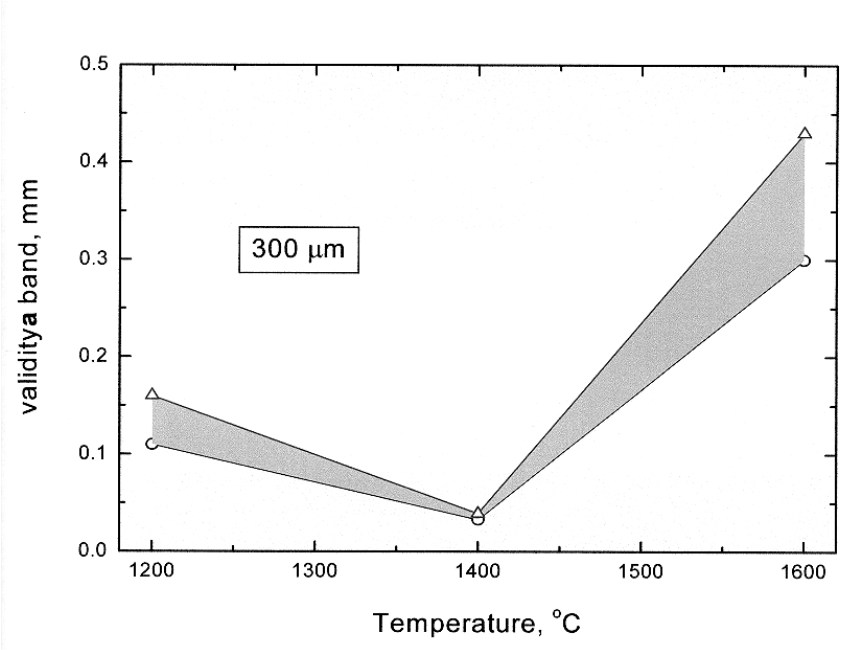


Figure 10c. Calculated validity **b** band vs. quenching temperature in samples with a pre-oxidation of 300μm and the value of 50% internal cladding surface.

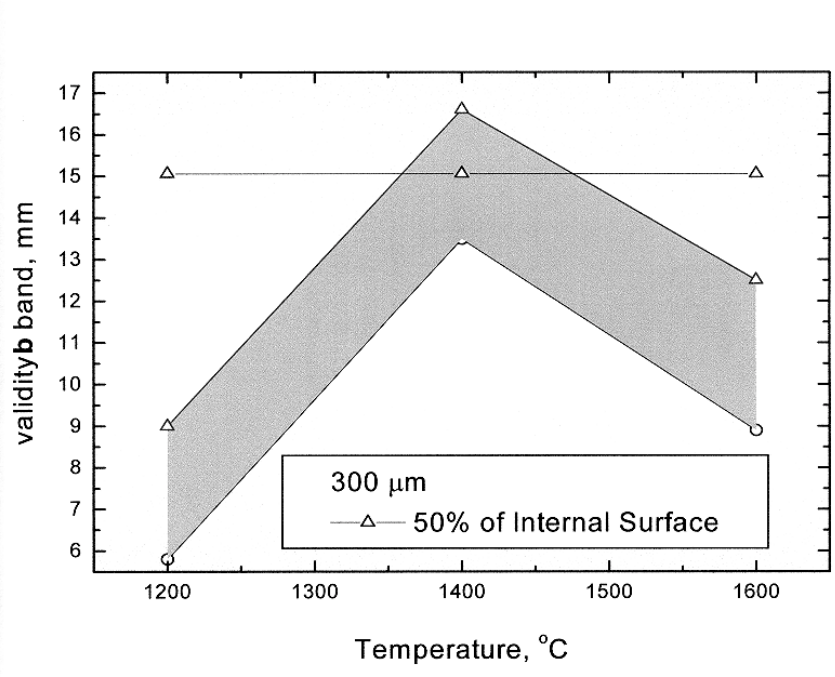


Figure 11. Calculated from the proposed model the $\ln(\lambda_m^T)$ vs. the reciprocal absolute temperature (solid circles) and the extrapolated values at 1100°C and 1000°C, (open circles).

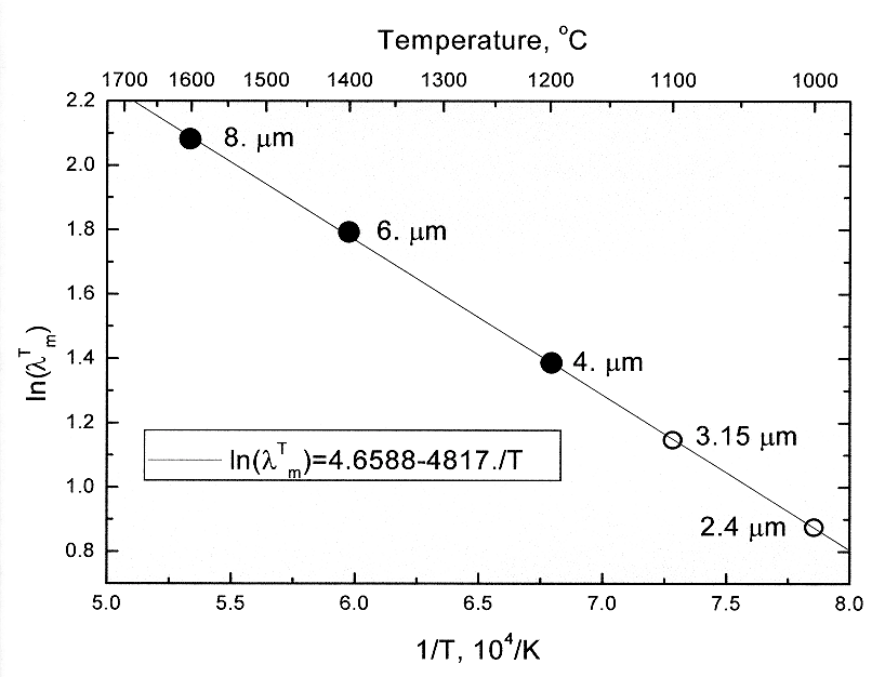


Table I
1200°C, 0μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Upper
20066	1200	0*	0	-	10.3 7.6 8.2	0	0	-	12.6 5.9 5.3	5.2+4.5=9.7 .099+.086= .185	- - -	U C L

1200°C, 0μm, Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0= -3s of quench time.
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m=4μm. Surface Sample=52.47 cm²

	H as a gas	H storage	Total H
U [mg/cm²]	.154	.097	.251
C [mg/cm²]	.084	.092	.176
L [mg/cm²]	.093	.093	.186
Total [mg/cm²]	.110	.094	.204
Total [mg]	**5.77**	**4.92**	**10.7**

Experimental results:
H as a gas: 5.2 [mg], H storage: 4.5 [mg] and total H: 9.7 [mg]

Table II
1400°C, 0μm

Test	Temperature before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer after quenching	Oxide layer After quenching	α-Zry before quenching	α-Zry before quenching	α-Zry after quenching	α-Zry after quenching	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored=	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Upper
		Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Total Exp. Hydrogen mg		
	°C	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	mg/cm²		
21066	1400	0*	0	-	11.0 12.4 13.5	0	0	-	14.4 12.5 11.6	9.1+x=? .173+x=?	- - -	L C U

1400°C, 0μm. Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0=-1s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m = 6μm. Surface Sample=52.47 cm²

	H as a gas	H storage	Total H
L [mg/cm²]	.135	.151	.286
C [mg/cm²]	.157	.153	.310
U [mg/cm²]	.179	.152	.331
Total [mg/cm²]	.157	.152	.309
Total [mg]	**8.24**	**7.98**	**16.21**

underlined: No experimental result. Calculated values.
Experimental results:
H as a gas: 9.1 [mg], H storage: -- [mg] and total H: -- [mg]

Table III
1600°C, 0μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Upper
24066	1600	0*	0	-	37.9 30.5 35.6	-	0	-	62.4 40.7 46.8	41.5+9.45=50.95 .971+.180= .971	- - -	L C U

1600°C, 0μm. Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0=-8.4s of quench time Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m= 8μm. Surface Sample=52.47 cm²			
	H as a gas	H storage	Total H
L[mg/cm²]	.859	.221	1.08
C[mg/cm²]	.669	.168	.837
U[mg/cm²]	.800	.171	.971
Total [mg/cm²]	.776	.187	.963
Total [mg]	**40.72**	**9.81**	**50.53**

Experimental results:
H as a gas: 41.5 [mg], H storage: 9.45 [mg] and total H: 50.95 [mg]

Table IV
1200°C, 100μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
4066	1200	100*	104.1	-	105.3 109.8 109.6	-	237.4	-	133.7 137.2 136.4	1.0+0.9=1.9 .019+.017= .036	- - yes	U C L

1200°C, 100μm, Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_o=0s of quench time.
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m=4μm. Surface Sample=52.47 cm².

	Fiss.	H as a gas		H storage		H as a gas, new surf.		Total H	
		Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total Gas	Total Storage
	No	.0015	100.	.0.0	0.0	0.0	0.0	.0015	0.0
C	No	.0048	100.	0.0	0.0	0.0	0.0	.0048	0.0
L	y 1	.226	8.4	.0531	96.1	.033	96.1	.0507	.051
Total Average [mg/cm²]		.0774	11.45	.018	94.4	.011	94.4	.019	.017
Total [mg]		4.06	**.465**	.944	**.89**	.577	**.545**	**1.9**	

Experimental results: H as a gas: 1.0 [mg], H storage: 0.9 [mg] and Total H: 1.9 [mg].

Table V
1200°C, 300μm

Test	Temperature before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer after quenching	Oxide layer After quenching	α-Zry before quenching	α-Zry before quenching	α-Zry after quenching	α-Zry after quenching	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored=	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
		Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Total Exp. Hydrogen mg		
	°C	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	mg/cm^2		
30056	1200	300*	293.6	-	295.1 298.3 293.7	-	669.4	-	375.5 376.9 379.9	2.0+5.6=7.6 .038+.107= .145	yes yes yes	L C U

1200°C, 300μm, Hydrogen Generation and as a Gas and Storage, t_0=0s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m=4μm. Surface Sample=52.47 cm^2.

	Fiss.	H as a gas		H storage		H as a gas, new surf.		Total H	
		Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total Gas	Total Storage
L	y 1	.655	5.8	.030	357.	0.0	0.0	.038	.107
C	y 1	.656	3.05	.051	210.	.020	180.	.038	.107
U	y 1	.655	3.05	.051	210.	.020	180.	.038	.107
Total Average [mg/cm^2]		.670	4.37	.044	242.	.013	80.6	.038	.107
Total [mg]		35.16	**1.54**	2.31	**5.6**	.68	**.55**	**7.69**	

Experimental results: H as a gas: 2.0 [mg], H in solution: 5.6 [mg] and Total H: 7.6 [mg]

Table VI
1400°C, 100μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
29056	1400	100*	104.2	-	108.4 106.4 108.3	-	237.4	-	134.8 132 136.7	2.8+1.35=4.15 .053+.026= .079	yes - -	L C U

1400°C, 100μm, Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0=0s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m= 6μm. Surface Sample=52.47 cm².

Pos.	Fiss.	H as a gas		H storage		Total H	
		Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total Gas	Total Sto.
L	y 1	.229	3.5	.073	107.	.008	.078
C	No	.048	100.	0.0	0.0	.048	0.0
U	No	.103	100.	0.0	0.0	.103	0.0
Total Average		.127	42.0	.024	108.	.053	.026
Total [mg]		6.66	**2.8**	1.26	**1.36**	**4.15**	

Experimental results:
H as a gas: 2.8 [mg], H storage: 1.35 [mg] and Total H: 4.15 [mg]

Table VII
1400°C, 300μm

Test	Temperature before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer before quenching	Oxide layer after quenching	Oxide layer After quenching	α-Zry before quenching	α-Zry before quenching	α-Zry after quenching	α-Zry after quenching	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored=	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
		Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Exp.	Model	Total Exp. Hydrogen mg		
	°C	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	μm	mg/cm^2		
05066	1400	300*	293.6	-	300.6	-	669.4	-	377.1	2.3+7.6=9.9	yes	L
					305.3				379.4	.044+.145=	yes	C
					304.0				377.6	.189	yes	U

1400°C, 300μm, Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0= 0 s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m= 6μm. Surface Sample=52.47 cm^2.

Pos.	Fiss.	H as a gas		H storage		H as a gas, new surf.		Total H	
		Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total [mg/cm^2]	% of Surface	Total Gas	Total Storage
	y 1	.681	.62	.051	290.	.092	44.3	.045	.145
C	y 1	.686	.67	.068	213.	.101	40.	.045	.145
L	y 1	.676	.44	.066	219.	.042	100.	.045	.145
Total Average [mg/cm^2]		.681	.57	.061	241.	.065	55.7	.045	.145
Total [mg]		35.7	**.20**	3.20	**7.7**	3.41	**1.9**	**9.8**	

Experimental results:
H as a gas: 2.3 [mg], H storage: 7.6 [mg] and Total H: 9.9 [mg]

Table VIII
1600°C, 100μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
31056	1600	100*	104.2	-	127.0 104.2 104.2	-	237.4	-	121.3 133.2 133.2	21.4+2.7=24.1 .407+.052= 0.459	yes - -	L C U

1600°C, 100μm, Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0= 0 s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m=8μm. Surface Sample=52.47 cm².

Pos.	Fiss.	H as a gas		H storage		H as a gas, new surf.		Total H	
		Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total Gas	Total Sol.
	No	.044	100.	0.0	0.0	0.0	0.0	.044	0.0
C	No	.038	100.	0.0	0.0	0.0	0.0	.038	0.0
L	y 1	.259	138.6	.05	312.	.251	312.	1.142	.156
Total Average [mg/cm²]		.2	113.	.017	306.	.083	217.	.408	.052
Total [mg]		10.5	**11.87**	0.89	**2.7**	4.39	**9.53**	**24.1**	

Experimental results: H as a gas: 21.4 [mg], H storage: 2.7 [mg] and Total H: 24.1 [mg]

Table IX
1600°C, 300μm

Test	Temperature before quenching °C	Oxide layer before quenching Exp. μm	Oxide layer before quenching Model μm	Oxide layer after quenching Exp. μm	Oxide layer After quenching Model μm	α-Zry before quenching Exp. μm	α-Zry before quenching Model μm	α-Zry after quenching Exp. μm	α-Zry after quenching Model μm	Hydrogen Spectro-meter+ Hydrogen stored= Total Exp. Hydrogen mg mg/cm²	Fissure at Quench-time	Term.: Lower, Central, Uper
19066	1600	300*	293.7	-	303.3 314.7 323.1	-	669.4	-	372.8 368.6 365.2	5.7+8.6=14.3 .109+.164= .273	yes yes yes	L C U

1600°C, 300μm , Hydrogen Generation as a Gas and Storage, t_0= 0 s of quench time
Maximum permeable oxide layer thickness for hydrogen: λ^T_m= 8μm. Surface Sample=52.47 cm².

Pos.	Fiss.	H as a gas		H storage		H as a gas, new surf.		Total H	
		Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total [mg/cm²]	% of Surface	Total Gas	Total Storage
	y 1	.699	8.7	.113	145.	.033	145.	.109	.164
C	y 1	.711	3.4	.113	145.	.170	50.	.109	.164
U	y 1	.723	2.2	.110	149.	.254	37.	.109	.164
Total Average [mg/cm²]		.87	5.0	.112	146.	.152	43.	.109	.164
Total [mg]		45.6	**2.28**	5.88	**8.59**	7.98	**3.43**	**14.3**	

Experimental results: H as a gas: 5.7 [mg], H storage: 8.6 [mg] and Total H: 14.3 [mg]

Table X
Crack length, mm

	1200°C	1400°C	1600°C
0 μm	0	0	0
100 μm	-112.9±382.7=0-269.8	73±188.1=0-191.1	-6.4±132.1=0-125.7
300 μm	1797±382.7=1414.3-2179.7	882±188.1=763.9-940.1	746±132.1=613.9-878.1

Table XI
Crack Size, mm

	Crack length mm	H as gas from oxide fissures. % of total surface	H storage through the new metallic surface. % of surface	a mm	b mm
1200°C, 0μm	0	0	0	0	0
100μm	-112.9±382.7=0-269.8	11.45	94.4	From 0.74	From 6.1
300μm	1797±382.7=1414.3-2179.7	4.37	242.	0.11-0.16	5.8-9.0
1400°C, 0μm	0	0	0	0	0
100μm	73±188.1=0-191.1	42.	108.	From 3.8	From 9.9
300μm	882±188.1=763.9-940.1	.57	241.	0.031-0.039	13.5-16.6
1600°C, 0μm	0	0	0	0	0
100μm	-6.4±132.1=0-125.7	113.	306.	From 15.7	From 42.6
300μm	746±132.1=613.9-878.1	5.	146.	0.3-0.43	8.9-12.5

underlined: We considered one third of surface sample: 1749 mm^2 according to the experimental results [3], the sample lower end.

REFERENCES

1. M. Steinbrück (Editor), Extract from the prologue of 4th International QUENCH Workshop, Compilation of handouts, October 6-8, 1998, Karlsruhe, Germany.

2. P. Hofmann, C. Homann, W. Leiling, A. Miassoedov, D. Piel, L. Schmidt, L. Sepold, M. Steinbrück, "Result of the QUENCH Commissioning Test", FZKA 6099, August 1998, Karlsruhe, Germany

3. P. Hofmann, V. Noack, "Physico-Chemical Behaviour of Zircaloy Fuel Rod Cladding Tubes LWR Severe Accident Reflood", Part I: "Experimental results of single rod quench experiments", FZKA 5846, May 1997.

4. E. A. García, J. Kovacs, Journal of Nuclear Materials, 210 (1994) 78-83.

5. E.A. García and G. Béranger, Journal of Nuclear Materials, 273 (1999) 221-227.

6. E.A. García and G. Béranger, La Revue de Métallurgie - CIT/Science et Génie des Matériaux, May 1999.

7. L. Steinbock,"Surface crack formation of oxidised Zircaloy tubes during cool-down", 4th International QUENCH Workshop, M. Steinbrück (Editor), Compilation of handouts, October 6-8, 1998, Karlsruhe, Germany.

8. L.Maróti, L. Matus, L. Vasáros, "Kinetics of H_2 absorption in Zircaloy-4", 4th International QUENCH Workshop, M. Steinbrück (Editor), Compilation of handouts, October 6-8, 1998, Karlsruhe, Germany.

Evaluation of CNA1 coolant channel behaviour during an accidental transient using ICARE2 V2 mod2.3 code

Marino, E.J.L.

Publicado como PI 7/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

EVALUATION OF CNA1[1] COOLANT CHANNEL BEHAVIOUR DURING AN ACCIDENTAL TRANSIENT USING ICARE2 V2 mod2.3 CODE[2]

Marino, E.J.L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Using the input data language of ICARE2 V2 mod2.3 code [1], the fuel element and coolant channel assembly of CNA1 type was described. This input data was utilized to analyze the system behavior and determine the degradation produced during a hypothetical accidental transient at CNA1 [2]. The boundary conditions were determined through a previous calculation with RELAP5/MOD 3.2 code [3]. The result had shown characteristic degradation phenomena's. The temperature of bundle components increases fast after 6.11 h in the first case and 5.28 h in the second case, due to the energy release by cladding oxidation. It was correlated with instantaneous hydrogen production and energy contribution. The cumulated hydrogen production was estimated as 0.15 kg in the first case and ~ 5 times greater in the second case. Fission product release from the gap due to cladding rupture took place from 6.25 h in the first case and 5.65 h in the second. Relocation started after 6.81 h in the first case and 5.68 h in the second, because the cladding dislocation condition is reached. UO_2 dissolution by molten zircaloy was observed at different levels in the calculation domain.

DESCRIPTION OF THE ACCIDENTAL TRANSIENT

The CNA1 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 core outlet and 272°C at the steam generators outlet. The primary circuit flow circulates 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, works with a system of showers and heaters to regulate pressure 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 inlet flow are required in determined transients that were foreseen in the reactor design, as a way to avoid 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.

[1] CNA1: Nuclear Power Plant Atucha 1, Argentina.

[2] This Work Was Presented in The Icare2 Users´ Club Third Seminar, March 1999, Aix-En-Provence, France and Published by Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN – France), In Proceedings From The ICARE2 Users` Club, march 1999.

The transient simulated with ICARE2 is that one generated by the spontaneous or spurious opening of the interconnection valve between the cold shower in the pressurizer and the reactor volume control system. 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. This reduction produces the stop of reactor protection due to low pressure, less than 106 atm, with latter stop of cooling system main pumps, Figure 1. 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 (Figure 2), the natural flow from the reactor channels toward the steam generators and the heat removal by means of its secondary system.

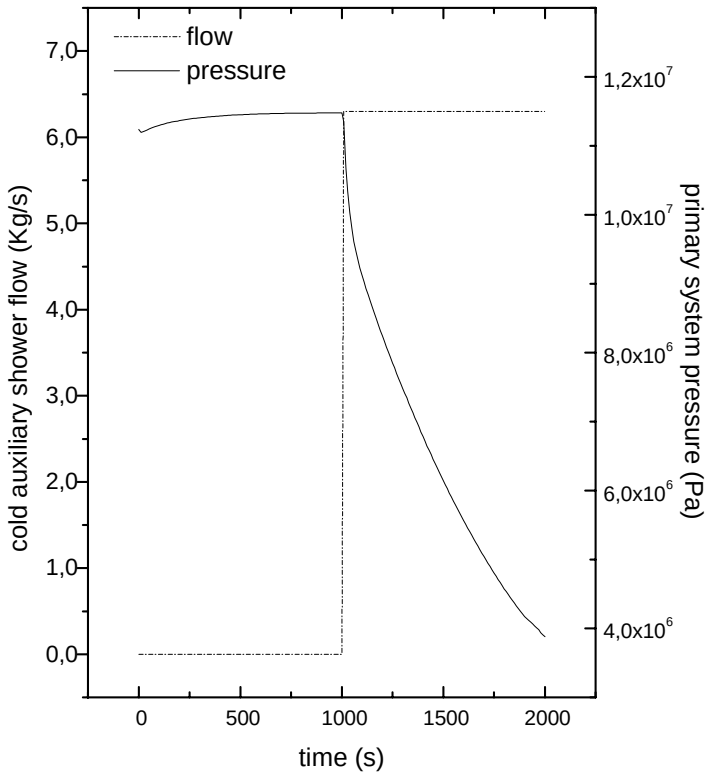


Figure 1. Pressure evolution at the primary system due to cold auxiliary shower flow

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.

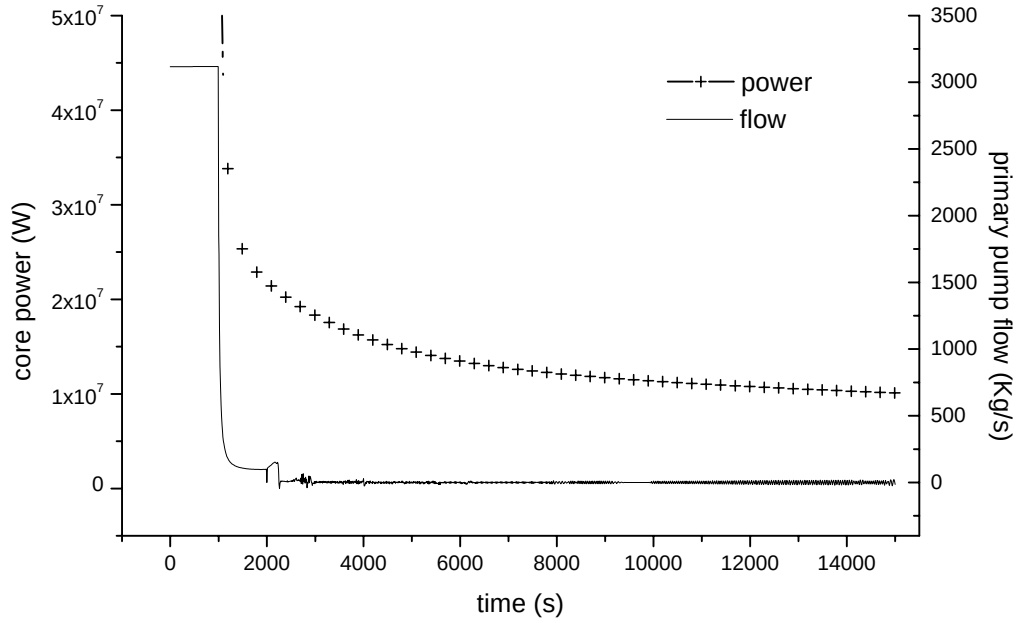


Figure 2. Primary flow and core residual power during the transient

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, Figure 3.

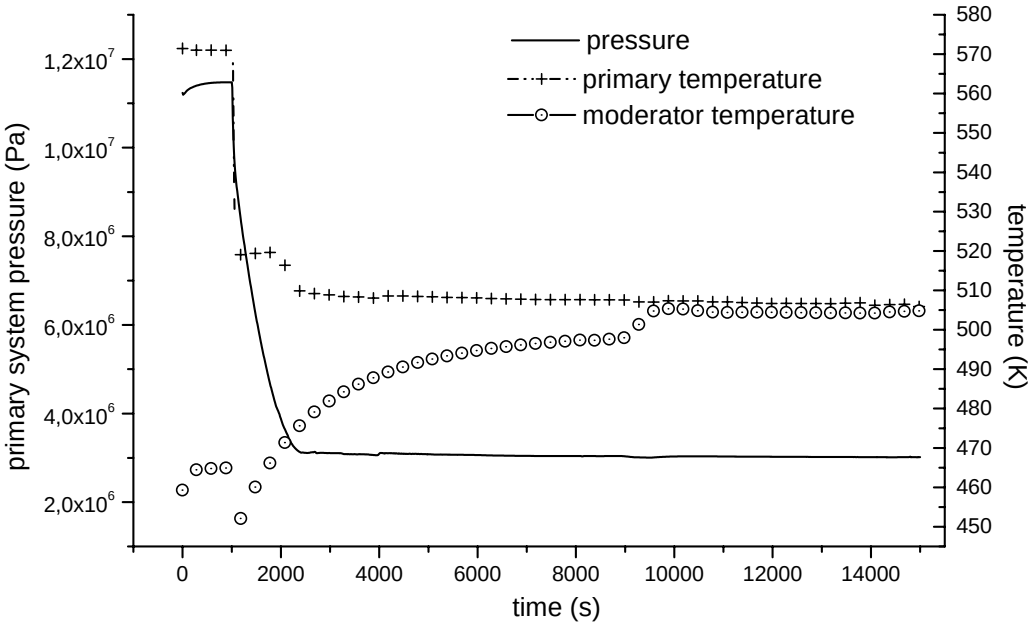


Figure 3. Primary and Moderator systems pressure and temperature evolution during the transient

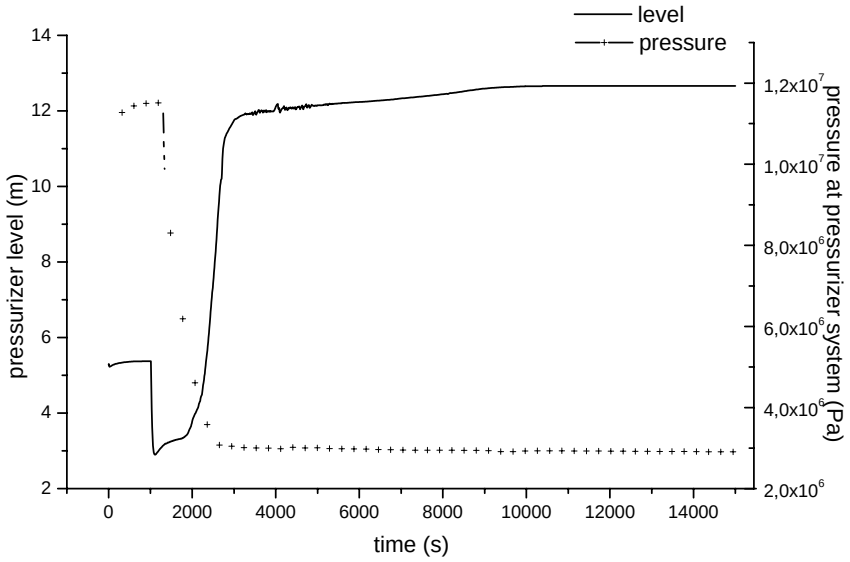


Figure 4. Pressure and level evolution at the pressurizer system due to cold auxiliary shower flow

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, Figure 4.

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 the calculation. The result is an inventory loss from the system, about 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. In addition, the condensed flow comes back toward the core, Figures 5-6.

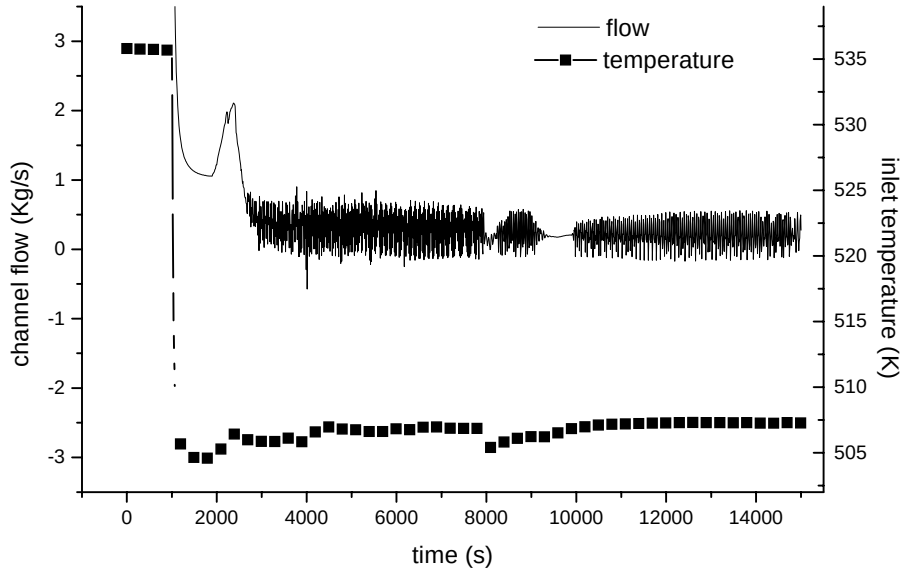


Figure 5. Flow and inlet temperature at central core zone channels during the transient

This scenario allows to set the plant conditions at 1.5 10^4 s, (just before start of core uncovery) in order to continue with ICARE2 code the analysis of such transient.

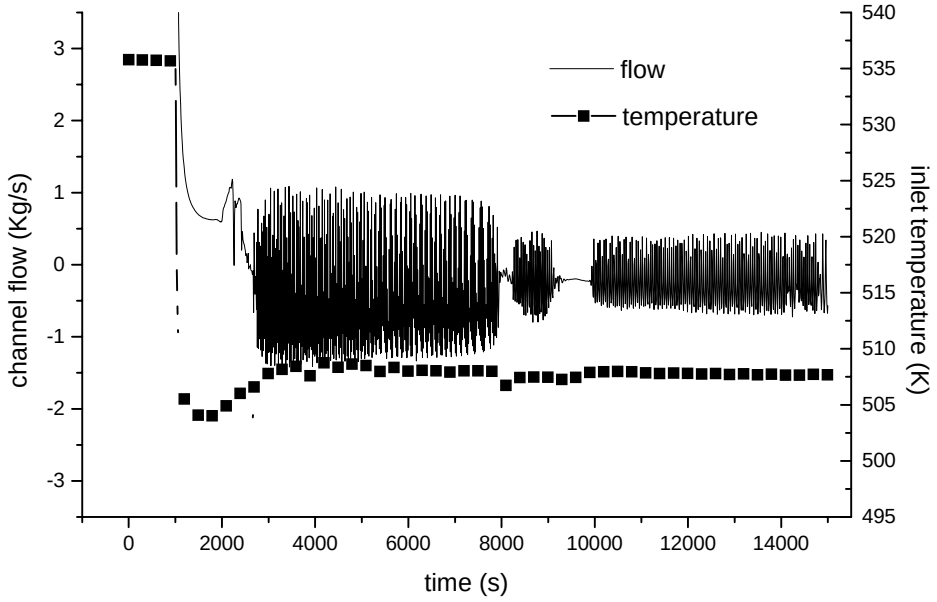


Figure 6. Flow and inlet temperature at external core zone channels during the transient

INPUT DATA PREPARATION

An ICARE2 representation extending the calculation for the channel and fuel element system was developed [4] [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 corresponding to the number of identical rods located in the zone i 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 were 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 radiate 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 filled with 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.

Transient data used with ICARE2

In the ICARE2 V2 mod2.3 code, the thermal-hydraulics model allows to simulate the behaviour of a gaseous flow (steam + non-condensable), but does not allow to deal with the water phase evolution (it will be possible only in the future V3 mod0 version). It is the reason why some boundary conditions, such as the vaporisation mass flow rate and the water level decrease must be extracted or extrapolated from some existing results.

The set of needed data as well as the transient requirements to continue the calculation with ICARE2 V2 mod2.3 code were determined and adapted according to the results of a previous analysis done with RELAP5/MOD 3.2. They are considered from 1.5 10^4 s of the previous described transient, assumed as zero time for the ICARE2 calculation.

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 between the moderator and the modelled 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 power in the fuel element rods, equal to 5.0 10^4 W, as initial value for ICARE2 calculation. In order to achieve steady state conditions, such value was kept constant during 10^3 s simulation, with 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 thermal-hydraulic 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, 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 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 CNA1 input data modelling with ICARE2, on the basis of thermal-hydraulic 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 the calculation considering a progressive core uncovers until full core uncovers. For both cases two parameters were modified and the following cases where analysed:

- Default maximum hoop creep allowed (parameter EPMX) and UO_2 dislocation temperature of 2300 K.
- EPMX of 33.5% (estimated as geometric maximum possible) and UO_2 dislocation temperature of 2600 K (for separate dislocation and dissolution phenomena's).

Transient calculation considering the uncovery of 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 analysing 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.

At 4.5 m height, the result (with Case 2 conditions) shows dissolution of the UO_2 in the component Fuel2 by liquid Zr of the Clad2. In addition, we can see (~2.45 10^4 s) the UO_2 mass exchange toward the mixture only due to dissolution because the dislocation temperature condition (2600 K in this case) is not reached in this simulated case. It is possible to extend this result to another heights, and components, in the uncover zone and with appropriated temperature.

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 of the relocation of the melt takes place at this level. This produces a reduction of 80% of the flow cross section in this zone. The wall and foil are fully relocated for the axial positions over 4.0 m.

The material relocation and accumulation at 3.8 m level, and the temperatures lower than 600 K at levels under 3.2 m, prevent material leaves the calculation zone up to 2.5 10^4 s.

Transient calculation considering total uncovery of the active zone

At 10^4 s, it is obtained the maximum uncovery 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 (3000 s before than the previous case). 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 (2000 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 uncovery of the fuel element active zone. 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. At 2.4 m there is a 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.

At 1.2 m height (and with Case 1), the results show dissolution of the UO_2 in the Fuel2 component by liquid Zr of the Clad2 component (2.4 10^4 s) and change the UO_2 mass toward the mixture by dislocation (~2.45 10^4 s and Temp~2300 K). The mass involved in the second contribution is approximately 10^2 times the first.

For the same height and with Case 2 conditions, the results show a minimum dissolution of the UO_2 in the component Fuel2 by liquid Zr of the Clad2 component (2.4 10^4 s). The UO_2 mass involved in the dissolution phenomena is smaller than 1%. This case has not change the UO_2 mass toward the mixture by dislocation (Tdiss=2600 K).

At 4.5 m height (and with Case 1 conditions), the results show dissolution of the UO_2 in the Fuel2 component by liquid Zr of the Clad2 component (2.1 10^4 s) and change the UO_2 mass toward the mixture by dislocation (~2.16 10^4 s and Temp~2300 K). The mass involved in the second contribution is approximately 10^2 times greater than the first.

At the same height (and with Case 2 conditions), the results did not shown dissolution of the UO_2 in the Fuel2 component by liquid Zr of the Clad2 component due to downward relocation. The immediately below level, at 4.3 m, presents this phenomena. Also, the UO_2 (~2.3 10^4 s) mass is exchanged toward the mixture because the dislocation temperature condition is reached (2600 K in this case).

At the end of calculation, 2.5 10^4 s, it is observed relocation in the lower part of the bundle, near 0.5 m in the central zone, near 1.3 m in the external zone. Above 3.5 m, the temperatures exceed 3100 K, close to the UO_2 fusion. The loss of integrity in the supporting tube, channel and foil comes up to 1.3 m height. The component temperatures in the lower part of the calculation zone exceed 800 K.

The results indicate that the reduction of flow cross section is the maximum at the lower part of the bundle, 1.5 m. 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.

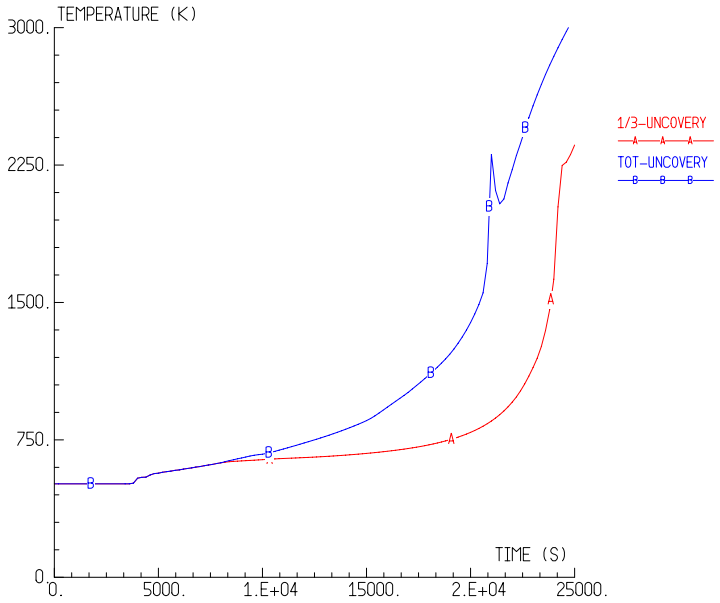


Figure 7. Clad2 temperature evolution with Case 2 conditions at 4.5 m height

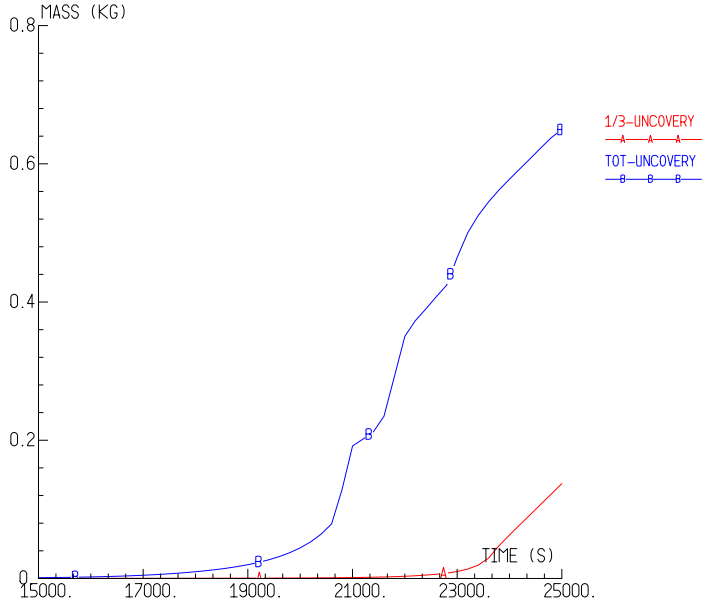


Figure 8. Cumulated hydrogen production by Zr oxidation reaction with Case 2 conditions

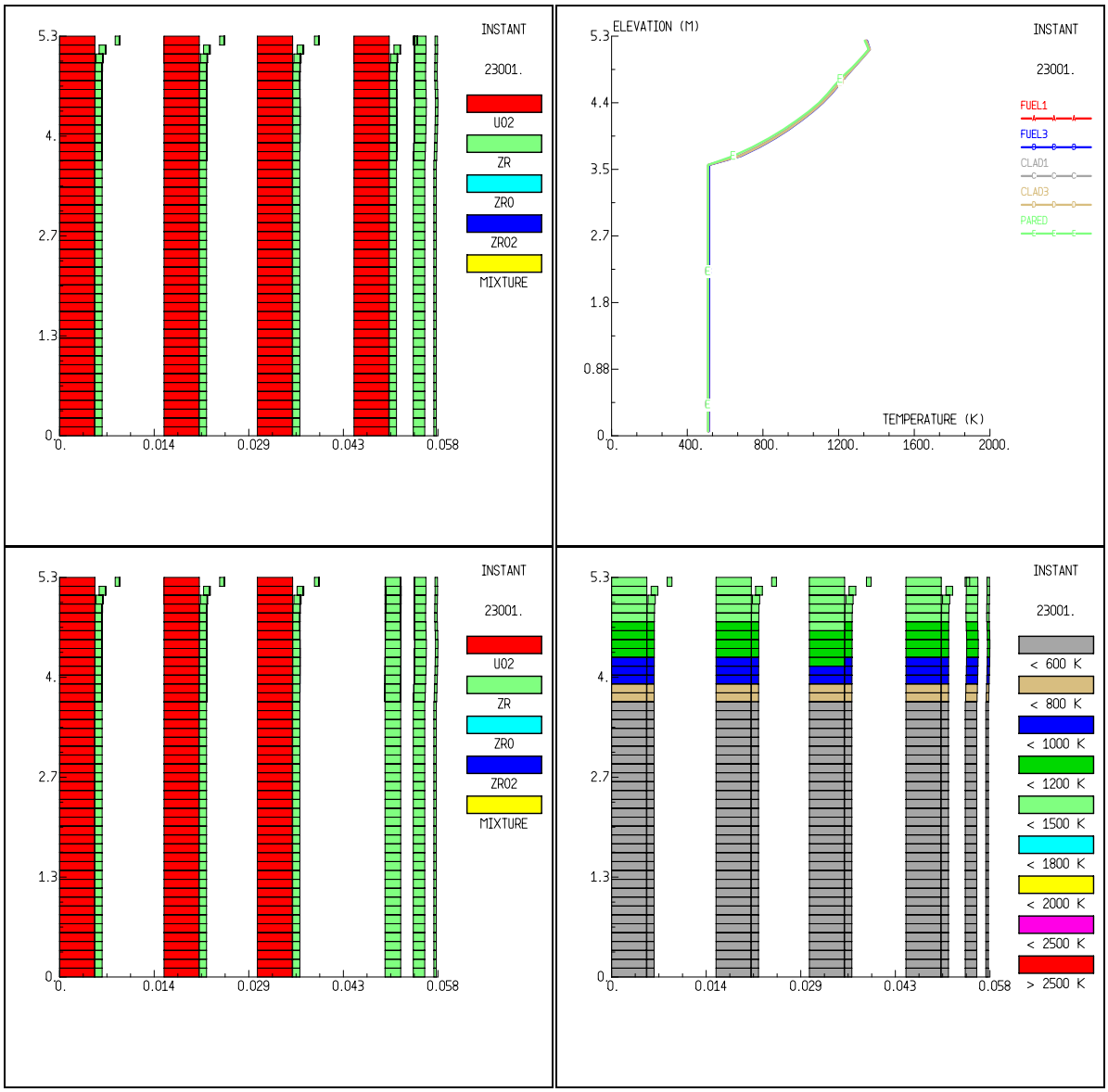


Figure 9. Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length and Case 1 conditions. System representation at 2.3 10^3 s of the transient. Measures in m

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.

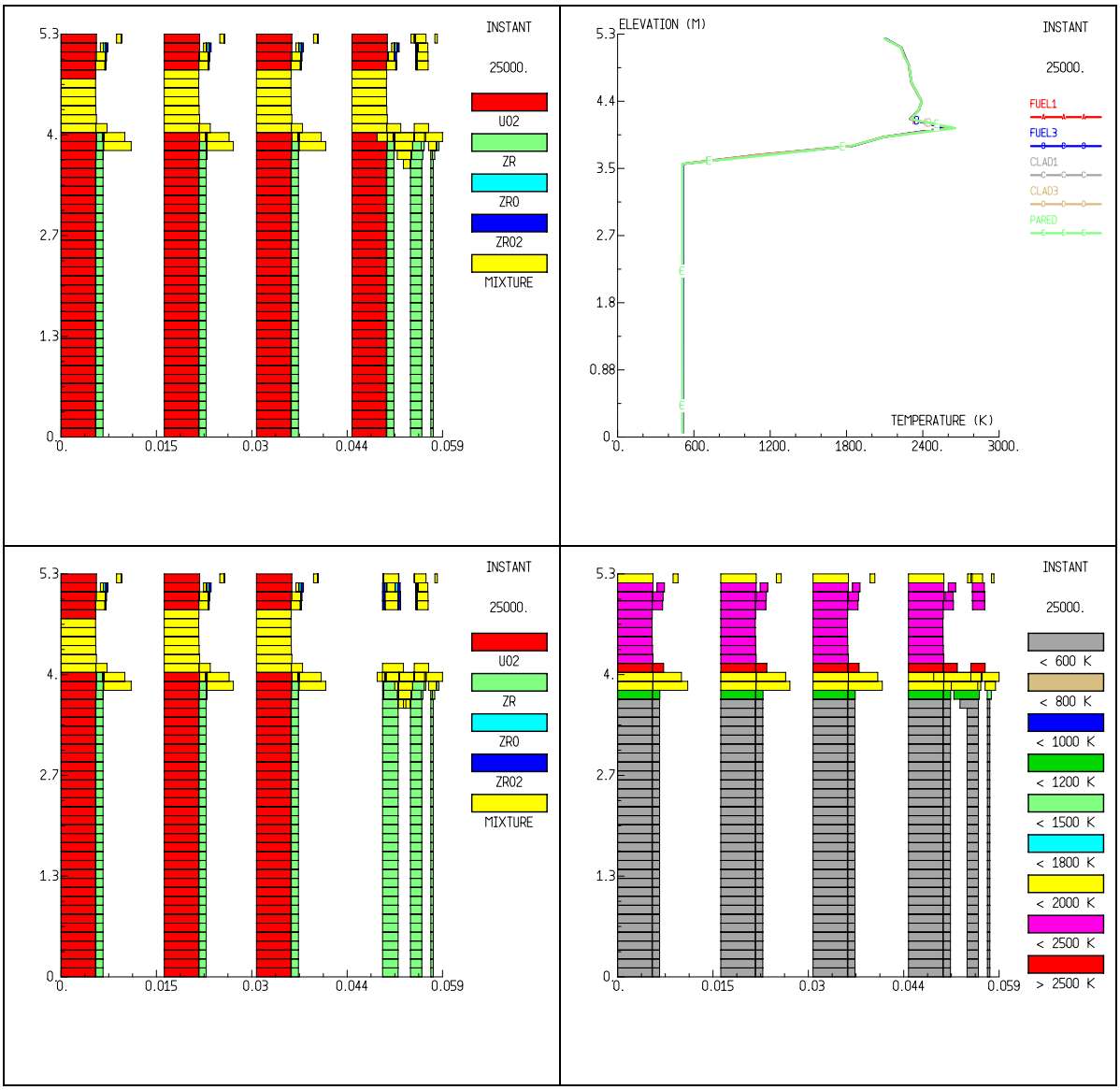


Figure 10. Calculation with uncovery up to 1/3 of the active length and Case 1 conditions. System representation at 2.5 10^3 s of the transient. Measures in m

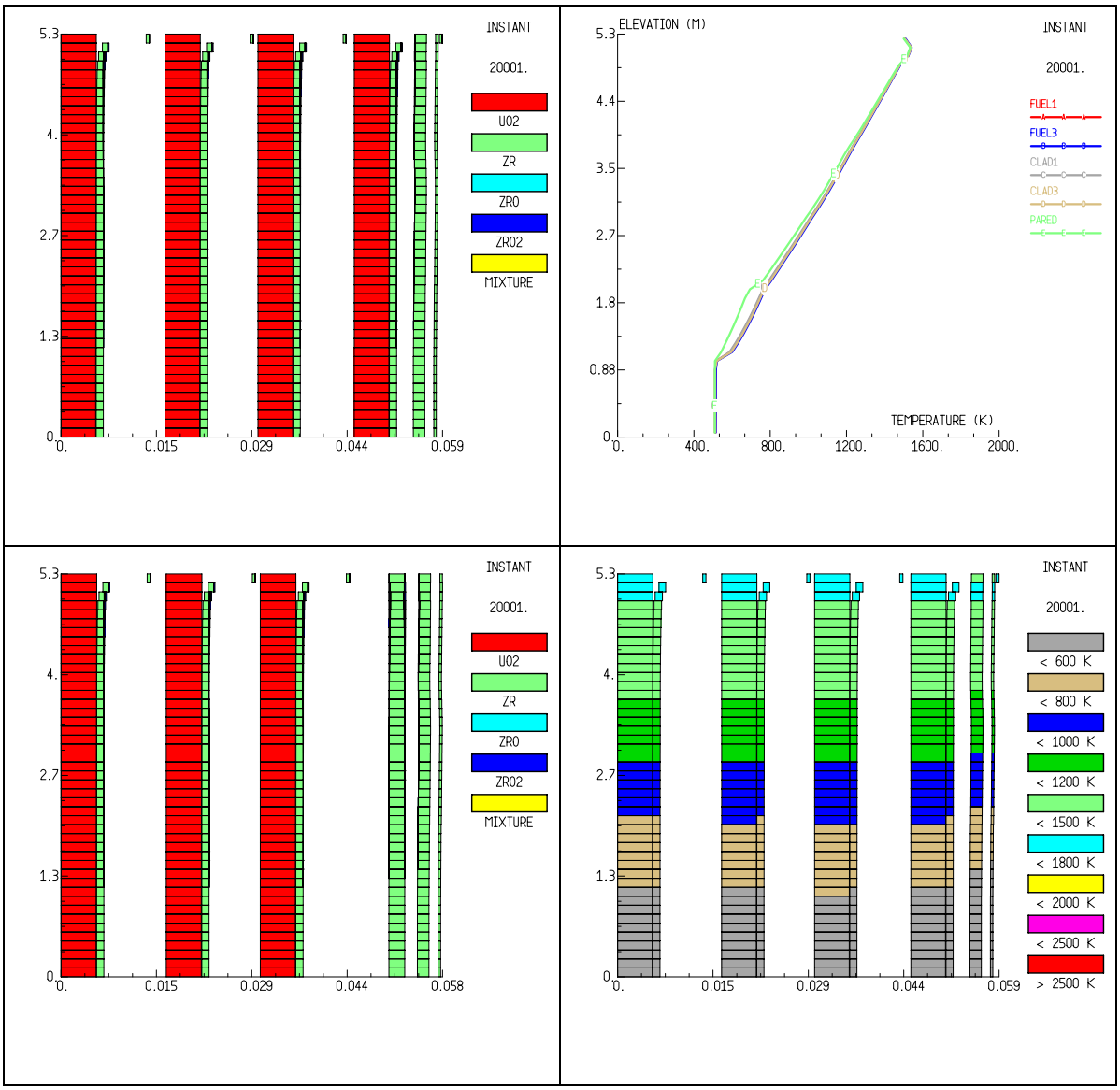


Figure 11. Calculation with uncovering of the active length and Case 1 conditions. System representation at 2.0 10^4 s of the transient. Measures in m

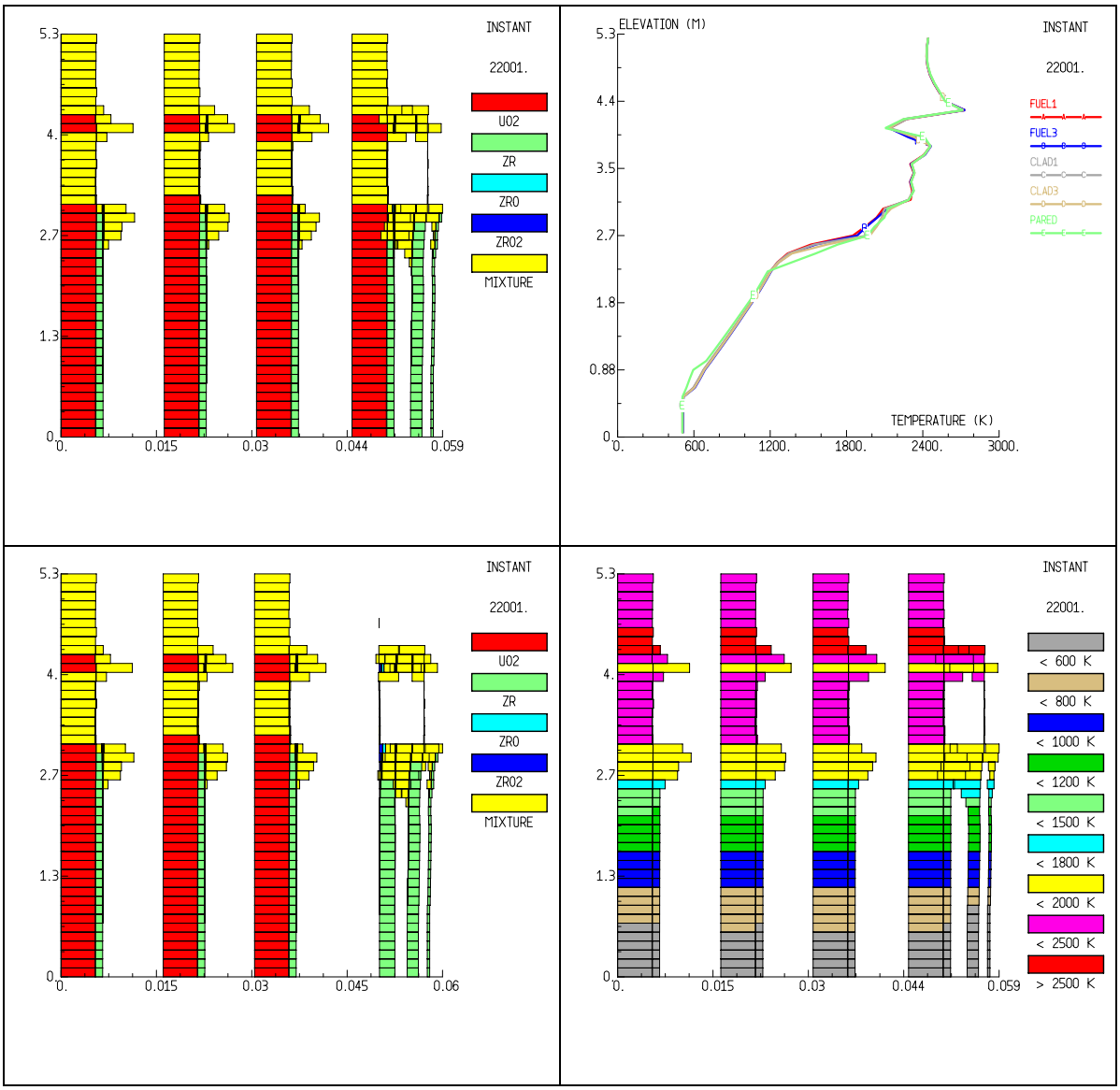


Figure 12. Calculation with uncovering of the active length and Case 1 conditions. System representation at 2.2 10^4 s of the transient. Measures in m

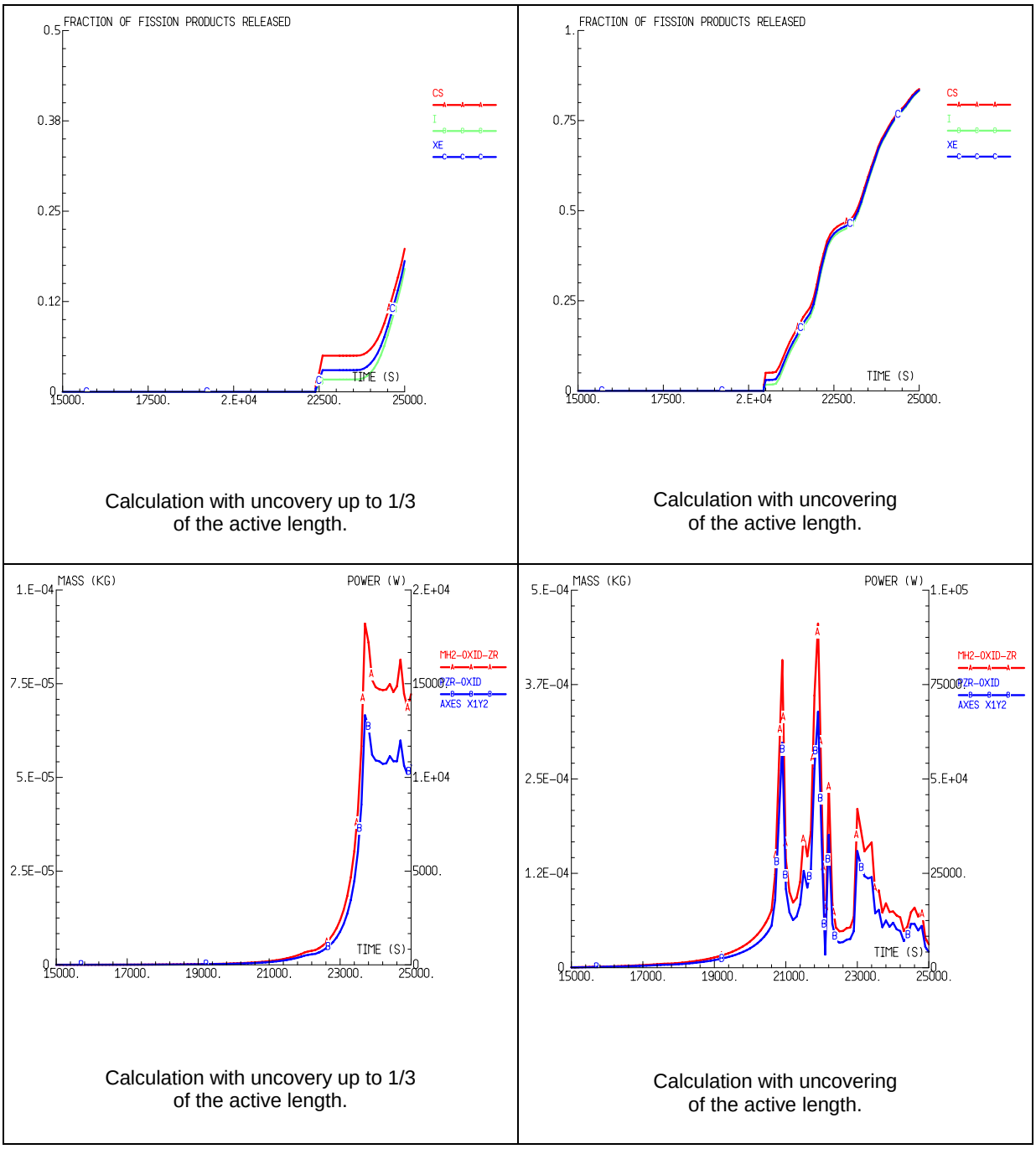
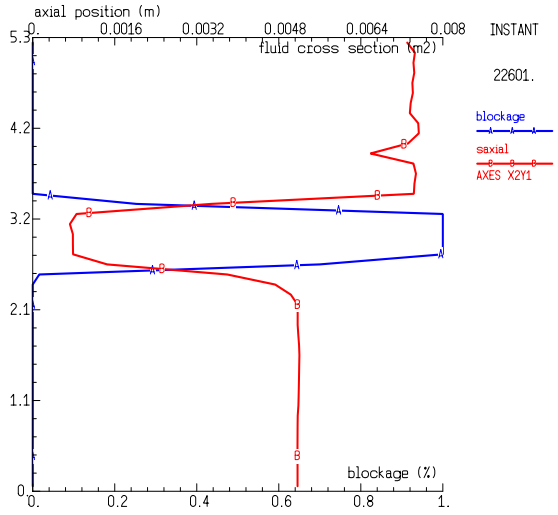
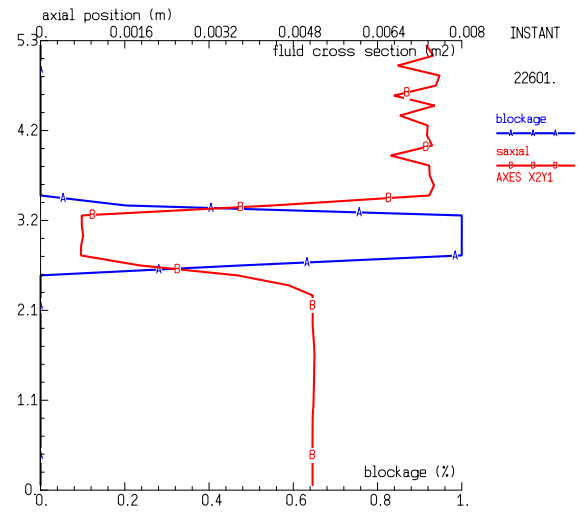


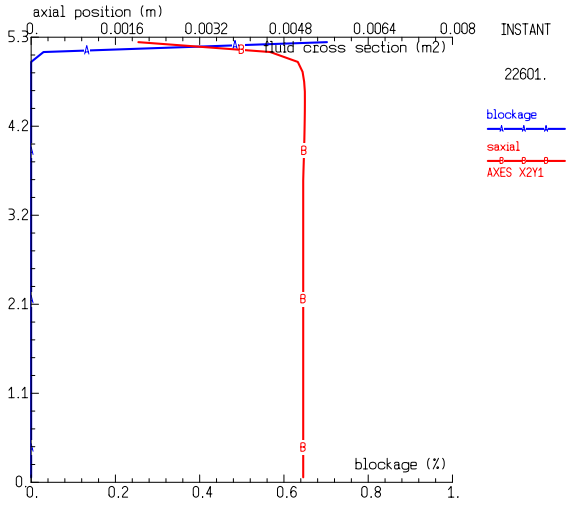
Figure 13. Fraction of fission products released, Instantaneous hydrogen production by Zr oxidation reactions and power released by Zr oxidation. Case 1 conditions



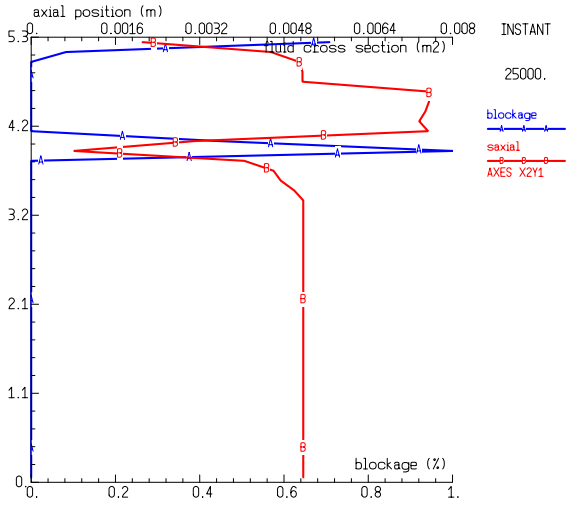
Calculation with uncovering of the active length and Case 1 conditions at 2.26 10^4 s.



Calculation with uncovering of the active length and Case 2 at 2.26 10^4 s.



Calculation with uncovering up to 1/3 of the active length and Case 2 conditions at 2.26 10^4 s.



Calculation with uncovering up to 1/3 of the active length and Case 2 conditions at 2.50 10^4 s.

Figure 14. Flow cross section of the fluid and blockage in the bundle

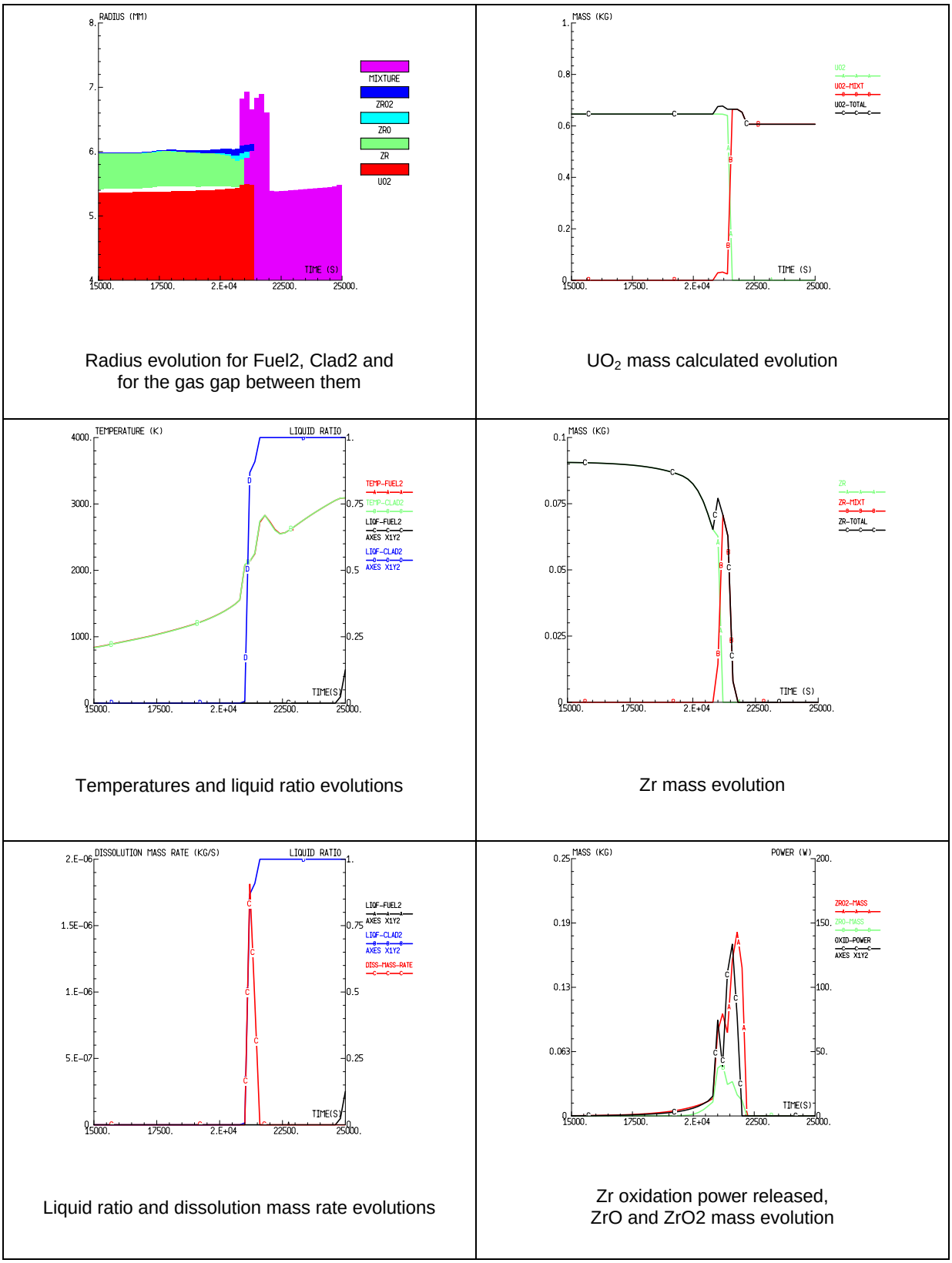


Figure 15. Calculation with uncovering of the active length and Case 1 conditions. Fuel2, Clad2 and gas gap at 4.3 m

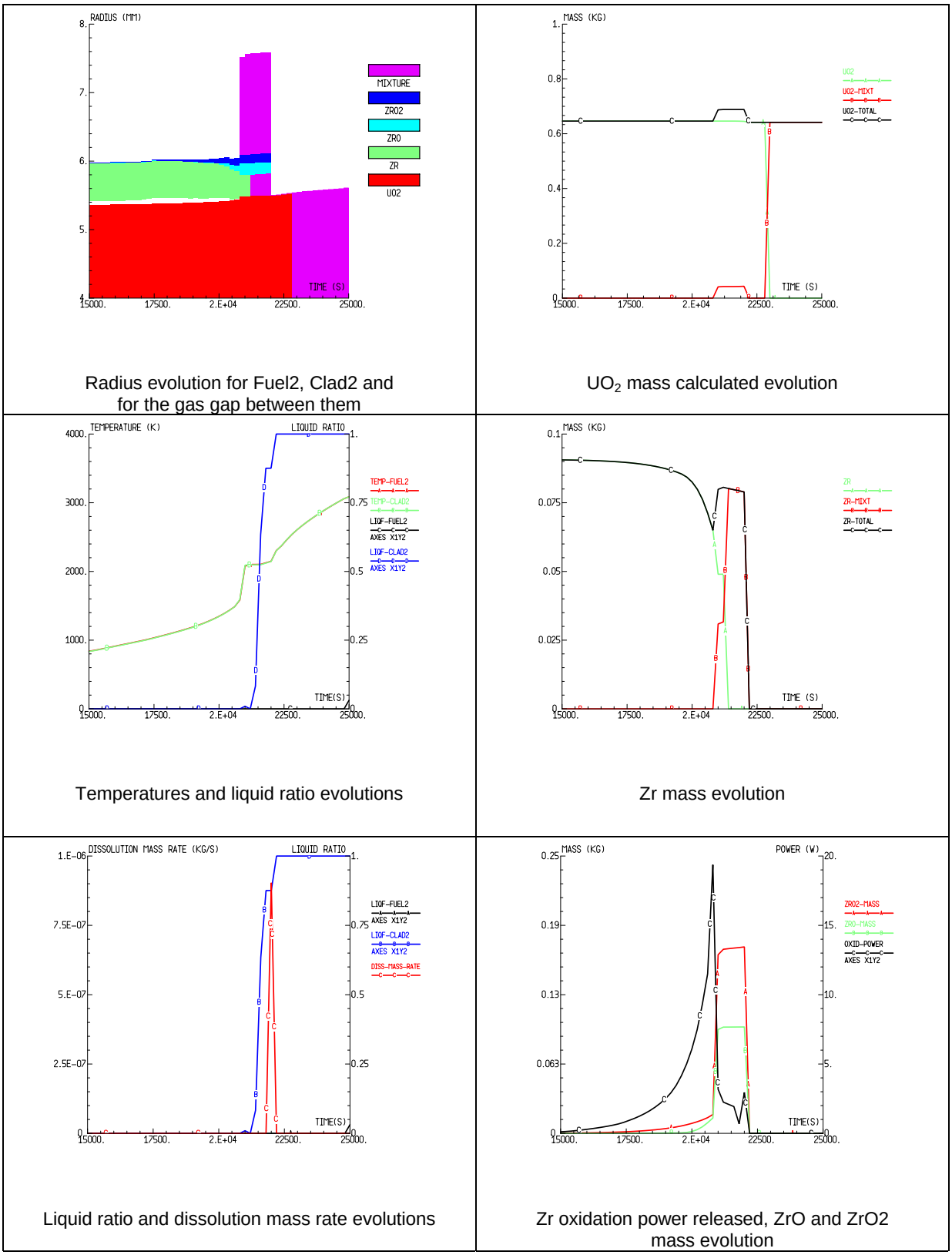


Figure 16. Calculation with uncovering of the active length and Case 2 conditions. Fuel2, Clad2 and gas gap at 4.3 m

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.

[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/IPSN - 98/133, 1998.

[5] E Marino, Modelado del Canal Refrigerante de la CNAI para la Evaluación de Transitorios Accidentales con el Código ICARE2. Proceedings Congreso de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, AATN, December 1998, Buenos Aires, Argentina.

[6] E Marino, Modeling of Coolant Channel of CNAI for Evaluation of Accidental Transients Using ICARE2 Code, Memoria Técnica, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina, 1998.

Modeling of fuel element of CNA I for evaluation of accidental transients using ICARE2 code

Marino, E.J.L.

Publicado como PI 8/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MODELING OF FUEL ELEMENT 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, 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 code [1], a fuel element of CNAI type was described. This input data description was utilized to analyze the fuel element behavior during a transient consisting of cooling absence in the fuel-charging container.

Several thermal transients, produced at different initial power conditions of the fuel element, were analyzed. The conditions to prevent a final state of damage were studied, as well as the conditions yielding to deformation and rupture of the zircaloy cladding, and the release of fission products coming from the gap between the fuel and the cladding. Zircaloy oxidation and hydrogen production with minimum steam flow was analyzed considering different initial conditions.

It was found that up to a residual power of 15 kW, there is neither deformation nor rupture of bundle claddings, and the component temperatures do not exceed 850 K. For intermediate 20 kW power, the results indicate deformation, although there is no rupture of zircaloy claddings. The temperatures come up to 940 K without involving loss of integrity of the fuel rods.

At 25 kW residual power, the obtained temperatures and deformations implicate cladding rupture and release of fission products. In this case, the temperatures rise up to 1200 K and water steam (10%) produces increased oxidation during the transient, but without modifying the conditions of cladding rupture.

In conclusion, according to the hypothesis chosen for the modeling, no severe consequences can appear during the fuel charge process as far as the residual power do not exceed 20 kW.

INTRODUCTION

This is the first work in the context of the agreement between IPSN, France, and ARN, Argentina, for the utilization of ICARE2 to evaluate severe accident consequences.

In the present work, the consequences of a possible scenario of cooling absence in the charging container during the fuel charge process at CNAI[1], are analyzed.

In order to simulate such scenario, a fuel element of CNAI type has to be described using ICARE2 V2 mod2.3 code [1].

---

[1] 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 Sûretè Nucléaire, France.

The thermal transient originated under such conditions is analyzed with this ICARE2 version, using a non-condensable gas flow as coolant, instead of water, which is the normal coolant.

The purpose is to set the final consequences resulting from different initial states or residual power level in the fuel element, and particularly, to estimate a maximum power value allowing to affirm that there will not be consequences as cladding rupture, fission product release or fuel element component degradation due to the hypothetical scenario during the fuel change process.

INPUT DATA PREPARATION

The input data specification incorporates geometric and material characteristics, and data corresponding to fuel element of CNAI [2] [3]. The scheme of the fuel assembly is shown in Figure 1.

To model this 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 is considered, situated in the outer ring of the fuel element. Regarding to the zone where it is located, each fuel or cladding is identified FUELi or CLADi, with i = [1,4]. Then each rod is affected by a multiplying factor corresponding to the number of rods located in the *ith* zone.

The active length of the fuel element is considered in the calculation. The domain studied is axially divided in 30 meshes representing 17.7 cm length each one. There is an external wall composed of three concentric components with the same properties that represent the container steel wall neighboring the fuel element. For each transient, the boundary conditions are applied on the external face of this cylindrical wall, considered at 100°C, in a conservative way.

A sectional view, corresponding to the ICARE2 representation at the initial moment of calculation, is presented in Figure 2 (on all ICARE2 sectional views, the Zr components are enlarged by a 1.5 factor). The ICARE2 whole representation, Figure 3, corresponds to the components according to the radial position, and the representation according to the view that includes the supporting tube, is shown in Figure 4.

Concerning the coolant, a non-condensable gas flow, Ar, circulating into the system internal volume, has been considered, and in some transients, the presence of water steam, 10%, added to gas flow.

The main physical interactions, present during a thermal transient, were considered through the input data: radial expansion of elements, oxidation reactions and possible movements of materials.

The input data includes also exchanges by convection and radiation between the fuel element rods, the fluid, and the internal wall. The radiative calculation considers the internal distribution of the bundle. Also, the exchanges by conduction at each fuel rod and between the shroud walls are taken into account.

With respect to the possible movement of materials, decanting and candling phenomenon were considered; the latter, also at the internal wall and at the supporting tube of bundle. Additionally the input data considers the chemical reactions between UO2 and liquid Zr, between ZrO2 and liquid Zr, and oxidation due to Fe, present in the blindage walls.

MODELING TESTS

Different studies were performed varying the following parameters: non-condensable gas flow, temperature and exchange coefficient on the external wall. The most important changes,

regarding to the variations of the final temperatures reached by the components, are related to variations of the exchange coefficient on the external wall. The utilized value, 0.4 10^2 W/m^2 K was estimated previously as the residual power divided by the product of the area of heat transfer on the external wall and the temperature variation at the external face and internal surfaces of that wall.

Tests were made on the stationary state, at normal cooling conditions, in order to determinate the values of variables at the initial state of calculation.

TRANSIENT ANALYSIS

The transient simulations were made keeping the residual power in a fixed value for each case, corresponding to an overestimation of the real case, in which there will be a diminution (conservative approach).

In all cases, the calculations were made up to 10^4 s from the initial state. This duration was considered enough long to reach thermal stability of the system at final time.

A non-condensable gas flow was taken at 3.8 10^{-4} kg/s, at a pressure of 1.033 10^5 Pa, as inlet boundary condition.

Initially, the fuel rod gap, He, is considered at 35.0 10^5 Pa.

The used power axial profile is the following:

Height (m)	Power Coefficient
0.0	0.7683
0.80	1.0000
1.33	1.1220
1.86	1.1585
2.39	1.1463
2.92	1.1220
3.45	1.0854
3.98	1.0305
4.51	0.9146
5.30	0.7012

Table 1

The radial profile of the fuel element utilized in the calculation is the following:

Radius (m)	Power Factor
0.0	0.829
0.0160	0.936
0.0303	1.091
0.0451	1.091

Table 2

15 kW residual power, using Ar flow

The assembly at the initial instant is shown in Figure 5 where only half of rods are represented. At the final state, after 10^4 s, there are neither deformations nor important local effects according to the selected boundary conditions, Figures 6-7.

The temperatures at the different fuel element claddings, Figure 8, indicate that the system reaches the stability in an asintotic way and that the highest temperatures one obtained in the central and intermediate zones of the bundle. The lowest temperatures correspond to the peripheral zone near the container wall.

The temperature profiles obtained at different instants, Figures 9 to 12, show that. The maximum temperature is localized at 2 m of axial height, which is in agreement with the axial power profile (see table 1). At this elevation the temperatures go from 550 K at 100 s, up to 850 K at the final instant.

The transient tends to equalize temperatures on each rod, between clad and fuel, and between rods of different radial position in the bundle. It is due to the change of thermal transfer from the initial state, at normal convective refrigeration, to the scenario with non-condensable flow and convective and radiative dissipation of lower efficiency.

The localization of the maximum value, at 2 m axial height, is confirmed by the *clad3* temperature profiles during the transient for different heights, close to this elevation, Figure 13.

The temperatures of the different fuels (UO2) are in agreement with the analyzed profiles, Figure 14, and show that the highest temperatures reach 850 K at the end of calculation. This is also observed on the central claddings and in the fluid channel where is flowing the argon gas, Figure 15, the temperature reached being respectively 840 K and 780 K.

In order to understand the global system evolution and to check the ICARE2 representation, it is important to analyze the complete energy balance, watching the energy exchange at the container internal wall, Figure 16.

During the transient, it is verified that the total exchange tends to equalize the losses originated by the boundary condition applied to the system, and tends, asintoticly, to residual nuclear power, that is, the internal heat source in the fuel rods (15 kW in this case).

Analyzing the dissipated energy by convection at each zone of the bundle, Figure 17, it is observed that the greatest contribution corresponds to the external cladding set, and it is followed by the contribution from the middle zone. The dissipation of energy by convection at the supporting tube is verified too.

The equivalent calculation of dissipation by radiation, Figure 18, shows the same contribution for the different regions of the bundle, and, contrariwise to the previous case, there is a negative contribution at the supporting tube, indicating that the component receives energy by radiation (such situation is normal because the supporting tube is not internally heated).

Coming back to the evolution of the total contributions, Figure 19, it appears that the equilibrium is reached from 6000 s until the end of the calculation arriving to 15 kW residual power. It is observed that the contribution by convection is more important than this one exchanged by radiation, which is normal under such temperature range (temperatures lower than 1000 K).

It is interesting to analyze the *individual* contributions at each bundle zone for the two principal phenomenons of thermal exchanges, Figures 20-21, it means without considering the multiplying factor of each rod. In the convective case, the greatest dissipation for a clad located in the radial region 2 is exhibited, and the least one for an outer clad. In the radiative exchange, the greatest contribution corresponds to an outer clad, and the least one to the central clad. In this case, also, the absorption of thermal energy by radiation and dissipation by convection is verified for the supporting tube.

Observing the evolution of the fuel-clad-gap assembly for a fuel rod at the axial elevation of maximum temperature, Figure 22, it can be noted that the radius expansion is not important and that there is no deformation (ballooning and creep remain negligible at such temperatures). That is verified by plotting the diameter evolution according to the transient temperature, Figure 23.

20 kW residual power, using Ar flow (90%) and steam (10%)

At the final state, after 10^4 s, Figure 24, a little expansion of some clad sets is observed. Also, there is incipient zircaloy oxidation of fuel clads, due to the steam presence together with the non-condensable flow.

At the central and middle zones, the cladding temperatures reach 940 K, during the transient, Figure 25. The temperature is about 900 K for external claddings.

Comparing with the final state obtained during the previous test, there is an increase of temperature at all places of the bundle, for the different components, Figure 26. This explains the increase of the radial expansion of the clads due to ballooning and creep which start to become significant. Nevertheless, no cladding rupture is achieved.

The energy balance at the container inner wall, Figure 27, allows to verify the thermal equilibrium reached at the end of calculation, because the total dissipation converges to the value of the energy coming from decay heat.

Detailed analysis of the radius evolution for fuel and clad, and for the gap between them, Figure 28, confirms the greater expansion than in the previous case and shows the appearance of an increasing zirconia layer on the outer face of zircaloy cladding due to the oxidation.

This oxidation process is confirmed observing the total hydrogen production and the hydrogen production due to the Zr oxidation, Figure 29. In this case, both of them have the same value which means that steel oxidation remains negligible.

The instantaneous hydrogen production originated by the Zr oxidation has the same evolution than the total power released by the Zr oxidation in all system components, Figure 30. The maximum value released at 4000 s, 200 W, does not modify significantly the temperature profiles for the zircaloy clads. Indeed, at maximum temperatures about 950 K, the consequences of the oxidation process remain very limited.

25 kW residual power, using Ar flow

In this case the system state at 5000 s shows significant clad deformation and expansion, without oxidation, Figure 31. At the final state, such large ballooning and creep of the clads which are related to higher temperatures than in previous cases, Figures 32-33, leads to a clad failure.

The cladding rupture at bundle central region is confirmed by the emission of fission products, as Cs, I, Xe and Kr. That happens between 7600 s and 8000 s, Figures 34-35.

During the transient, the cladding temperatures come up to 1200 K at the end of calculation, Figure 36. After the cladding rupture, there is an important increment, due to the geometry alteration which have affected the convective exchanges.

The temperature profiles, Figures 37 to 40, show the evolution between fuel and clad, and between different rods. As in the previous case, the temperatures are similar for each bundle height. At the end of calculation, 10^4 s, a temperature increase is noted at 2 m height, because of the cladding ballooning and rupture in this zone.

The energy balance at the container inner wall indicates that the system reaches the thermal equilibrium at 7000 s, Figure 41, because the total dissipation, convective plus radiative, tends to equalize the losses and the residual power (25 kW in this case). The cladding rupture is revealed by profile perturbations. There are diminution of convective exchange and increase of radiative exchange, these variations being originated, principally, by the alteration of bundle geometry. Both are compensated as the total profile goes on approaching the equilibrium.

The detailed analysis of the mechanical system, fuel, clad and gap between them, Figure 42, at the height of maximum variation, confirms the cladding ballooning during the transient until burst at 7600 s, and later it keeps a constant deformed radius until the end of calculation (because of no longer over pressure in the gap after rupture). Figures 34-35 show the released fission products resulting from the cladding burst.

There is no Zr oxidation in the transient because of no steam in this case.

25 kW residual power, using Ar flow (90%) and steam (10%)

As in the previous case, important cladding deformations due to ballooning and creep are obtained at 5000 s, Figure 43, according to the temperature level reached in the bundle (temperatures greater than 1100 K).

Oxidation is observed in some parts of Zr claddings. Deformation increases up to the rupture, as it is shown at the final state at 10^4 s. of the calculation, Figure 44.

The Zr cladding rupture is confirmed by the release of fission products from the gap, at 7600 s. Figure 45-46.

The temperatures are a little lower than at the preceding case, Figure 47, due to steam presence and modification of the thermal convective exchange between claddings and fluid.

With regard to the temperature at 5000 s, before the rupture, Figure 48, there is not any difference comparing the profile with the previous case. It means that the oxidation process does not modify significantly rupture conditions. This is normal because the ZrO_2 layer thickness remains very small. But at the final state, Figure 49, there are some differences at the rupture zone: the temperature augmentation is more localized than using only non-condensable flow, Figure 40. (local effect of the double side oxidation is occurring after burst).

The detailed analysis of the radius evolution, Figure 50, shows some differences in comparison with what happens when considering pure Ar flow, Figure 42. It can be noted less expansion and deformation of the gap radius, even if they are enough to come up to rupture. The evolution of oxidation process on cladding external surface, starting from 2500 s up to the end is clearly exhibited.

The total hydrogen production corresponds almost exclusively to the hydrogen production due to Zr oxidation, Figure 51, and it indicates that the generated mass is greater than in the former test. The instantaneous hydrogen production originated by Zr oxidation coincides with the total power released by Zr oxidation in all system components, Figure 52. In this case, the maximum value generated at 8000 s, ~700 W, modifies the temperature profiles obtained at 10^4 s, around 2-m height, Figure 49. (Locally, the oxidation power is no longer negligible regarding to the residual power).

TEST COMPARISONS

In order to evaluate the results, it is useful to consider as a whole some variations produced at the different model tests.

In Figure 53, for each case, the *clad2* temperature evolution shows the increments starting from the same initial state until 10^4 s. The temperature at 25 kW power, with non-condensable flow, is noted a little higher than in the case with steam added to fluid. This is mainly due to a variation of the energy extracted by convection through the fluid flow.

At 15 kW and 20 kW residual power, the equilibrium is reached without disturbances. At 25 kW residual power, there are perturbations producing increase of temperature at the end, because of radial deformation and rupture of Zr claddings.

Comparing the hydrogen production at 20 kW and at 25 kW, Figure 54, it is noted an increment 2.7 times, due to the oxidation increment between both cases. (It is directly related to the higher temperature level reached).

For all the tests, the temperature profiles have similar shapes before possible rupture, Figures 55 to 57, even if the temperatures are different for each bundle height. At 10^4 s, after the rupture, there is an alteration of the 25 kW profile at 2 m bundle height (burst elevation).

CONCLUSIONS

- Using ICARE2 V2 mod2.3 code, a specific input data was developed in order to evaluate accidental transients for fuel elements of CNAI technical characteristics.

- The input data was utilized to evaluate the consequences of an accidental scenario originated by a fuel element in case of cooling absence in the fuel-charging container, during the fuel charge process.

- Several calculations were performed by varying successively the residual power level and the coolant conditions in order to quantify step by step these consequences.

- Within the model scope and the ICARE2 code possibilities, the most important results for this particular application are summarized below:

  At 15 kW residual power, there is neither deformation nor rupture of bundle claddings, and the component temperatures do not exceed 850 K. All that confirms earlier calculation made in conservative conditions with a simplified model for an equivalent system [4][5].

  At intermediate 20 kW power, the results indicate radial deformation at the end of calculation, although there is no rupture of Zr claddings. The temperatures come up to 940 K at 2-m height.

  At 25 kW residual power, the obtained temperatures and deformations implicate cladding rupture and release of fission products, at 7600 s. In this case, the temperatures rise up to 1200 K. The 10% water steam produces oxidation during the transient, but without modifying the conditions of cladding rupture.

  In summary, according to the hypothesis chosen to model CNAI with ICARE2, no severe consequences, such a loss of integrity of the fuel rods, can be achieved during the fuel charge process as far as the residual power do not exceed 20 kW.

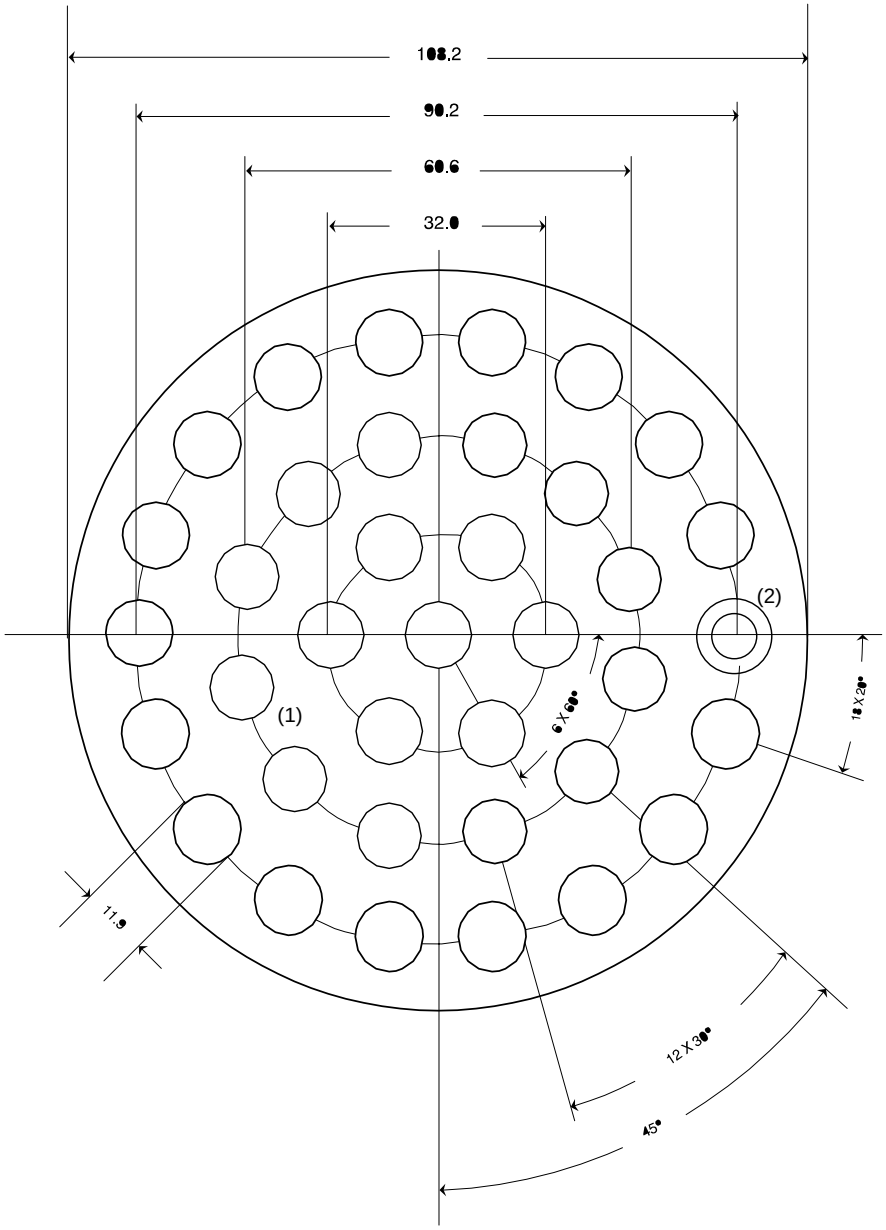


Figure 1. View of modeled fuel element. Lengths in mm.
(1) 36 fuels and claddings
(2) supporting tube

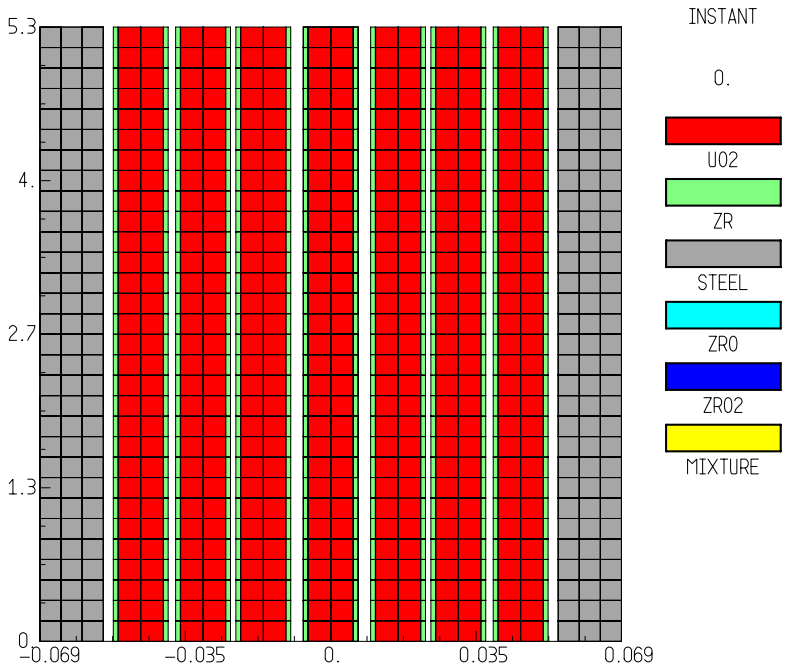


Figure 2. ICARE2 representation of the model. View of the fuel element and container walls. Axial and radial lengths in m.

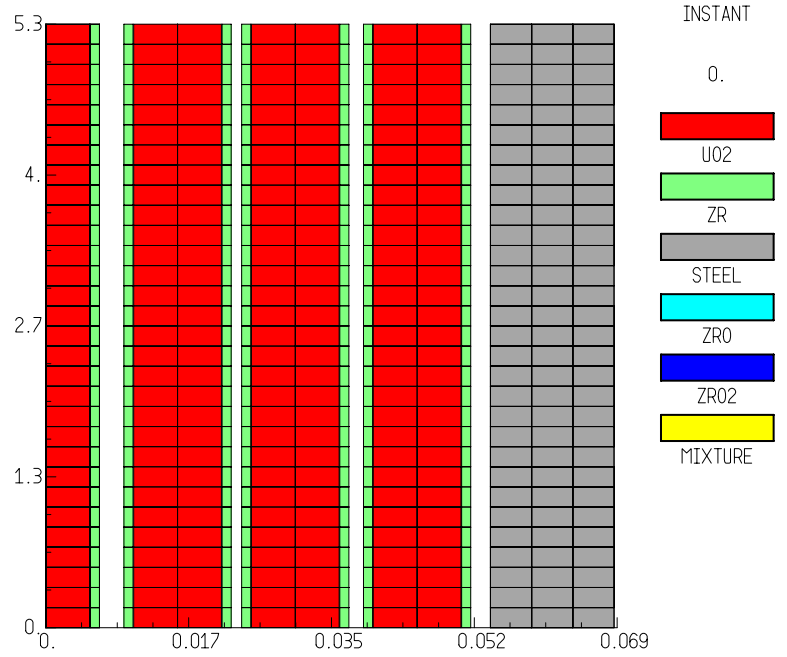


Figure 3. ICARE2 representation of the model. Components Vs radial position. Axial and radial lengths in m.

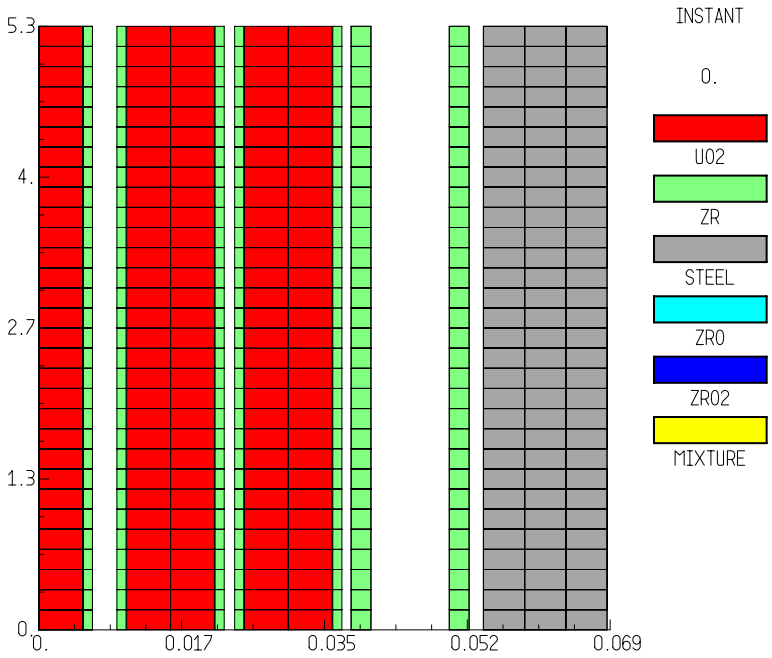


Figure 4. ICARE2 representation of the model. Components Vs radial position. View across the supporting tube. Axial and radial lengths in m.

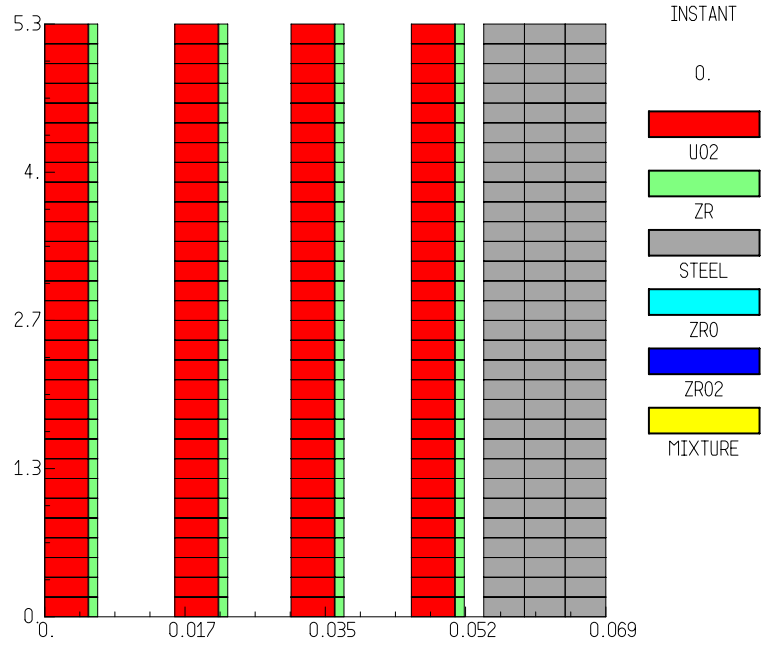


Figure 5. Calculation with 15 kW residual power. ICARE2 representation at initial instant. Axial and radial lengths in m.

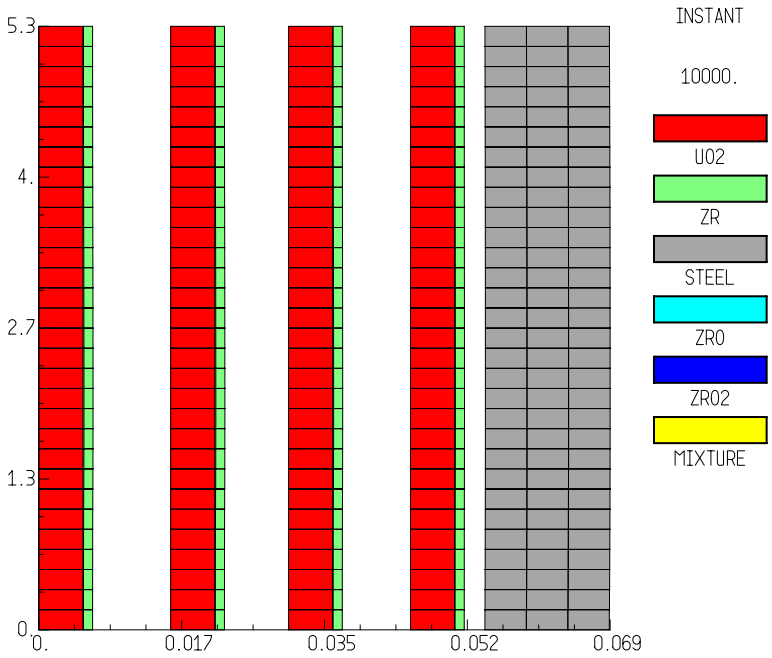


Figure 6. Calculation with 15 kW residual power. Fuel assembly and container wall at final instant of simulation. Axial and radial lengths in m.

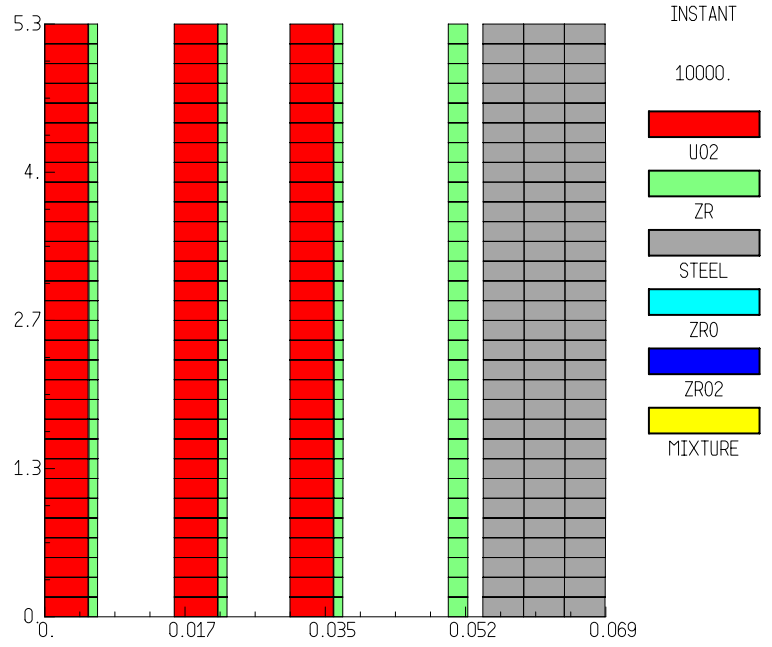


Figure 7. Calculation with 15 kW residual power. Fuel assembly and container wall at final instant of simulation. View including supporting tube. Axial and radial lengths in m.

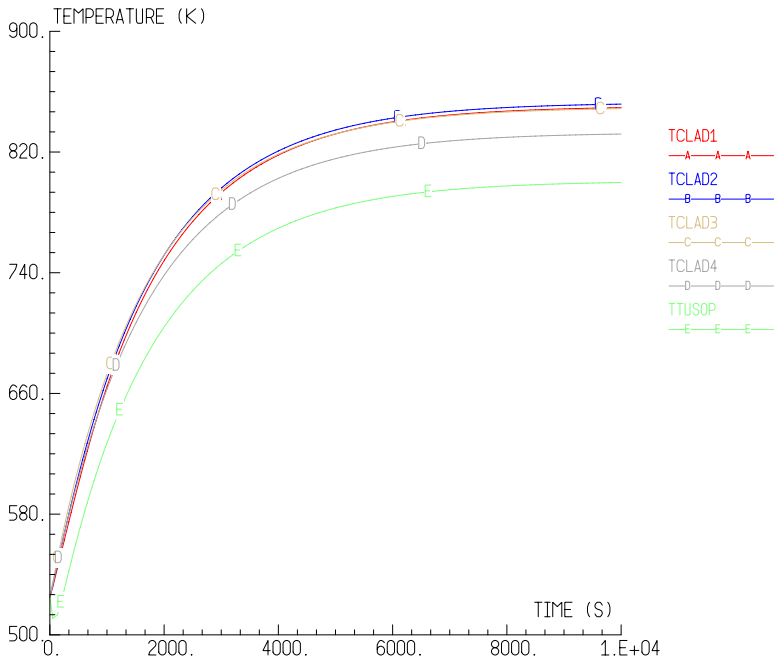


Figure 8. Calculation with 15 kW residual power.
Cladding temperatures of the bundle at 2.0 m height.

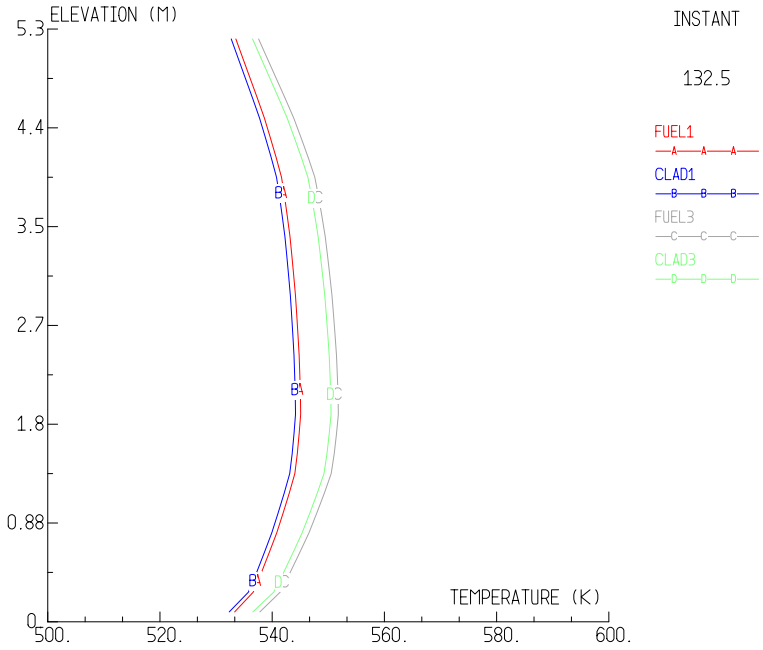


Figure 9. Calculation with 15 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 100 s.

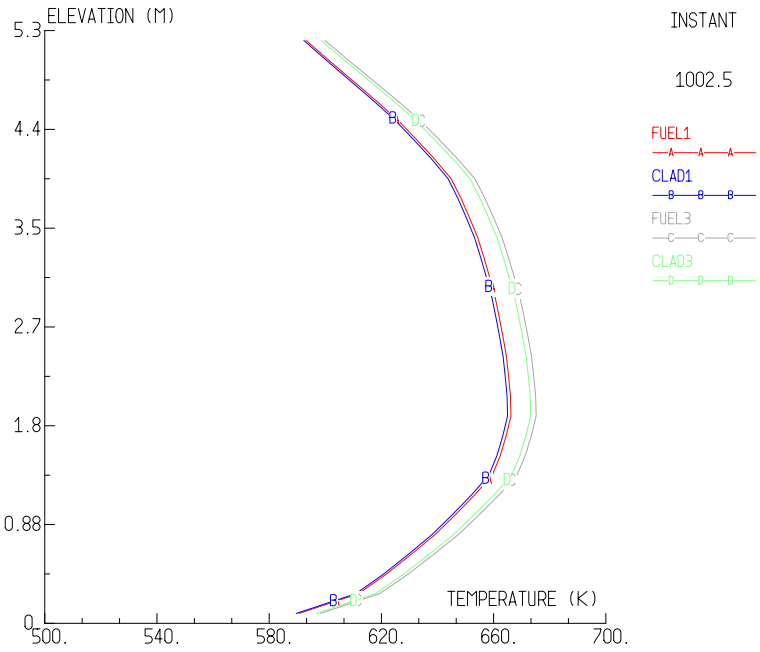


Figure 10. Calculation with 15 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 1000 s.

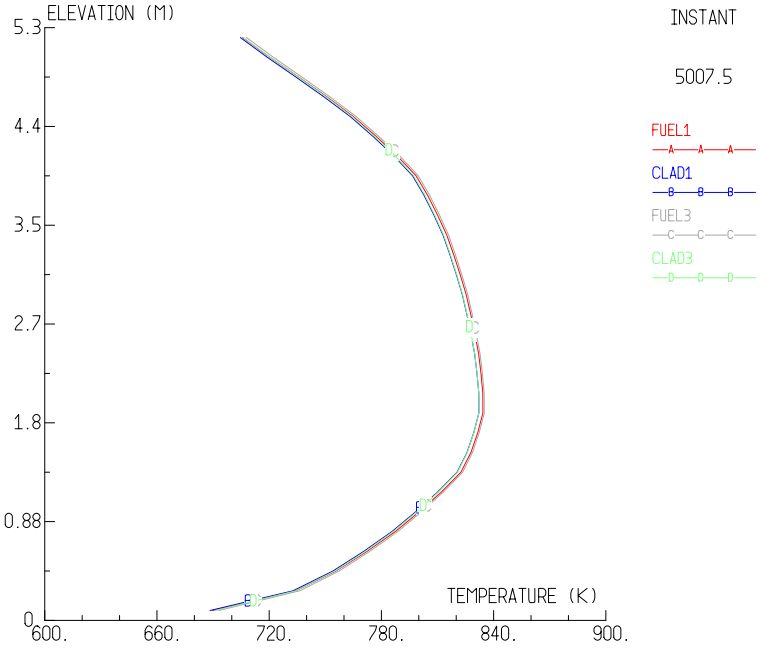


Figure 11. Calculation with 15 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 5000 s.

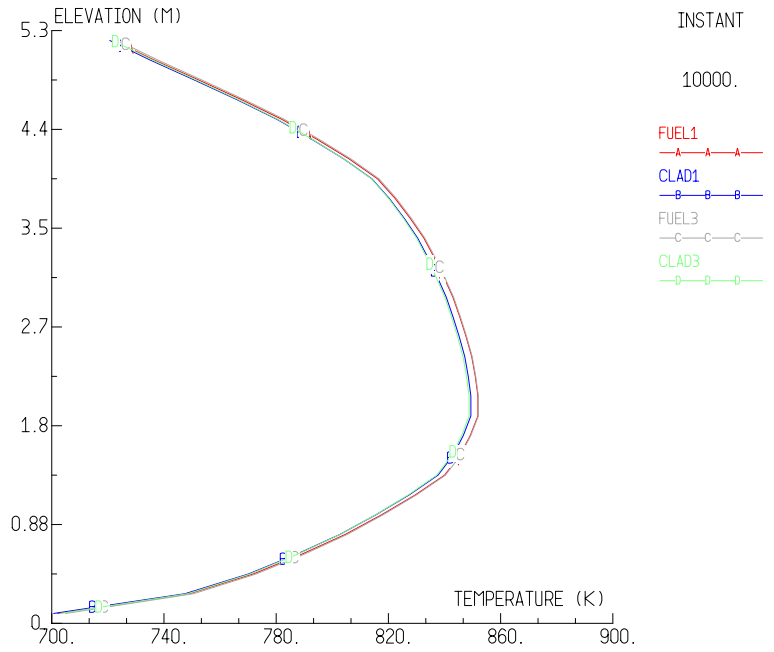


Figure 12. Calculation with 15 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 10^4 s.

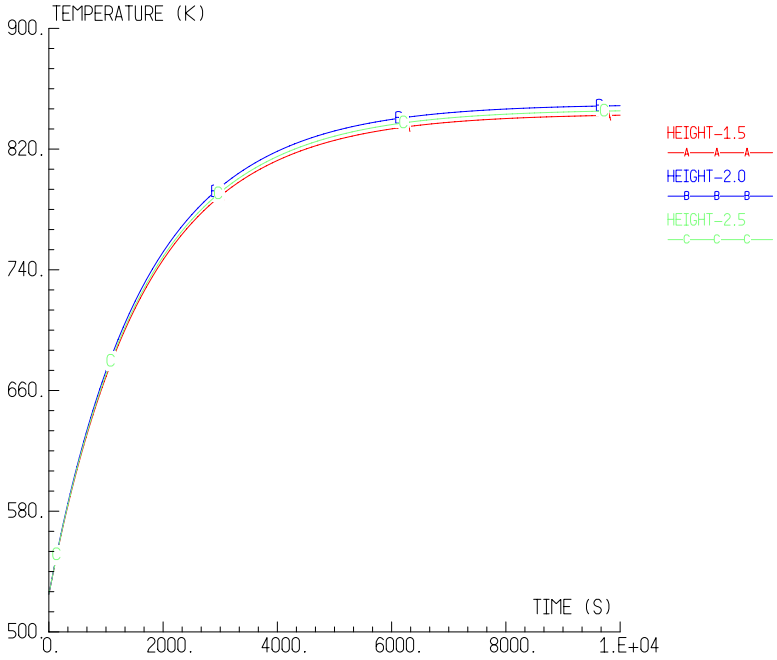


Figure 13. Calculation with 15 kW residual power.
Clad3 temperature evolution near the maximum for three different elevations.

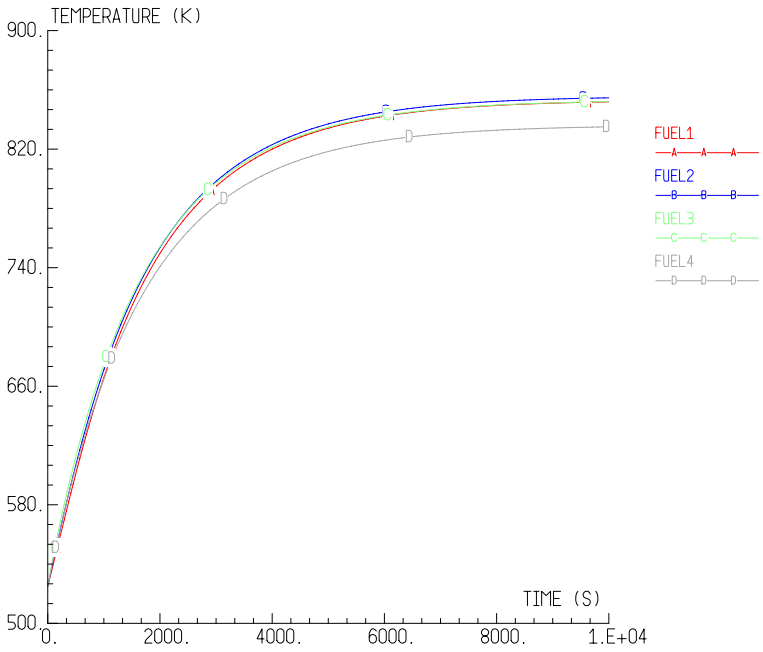


Figure 14. Calculation with 15 kW residual power.
Fuel temperatures evolution in the bundle at 2.0 m. height.

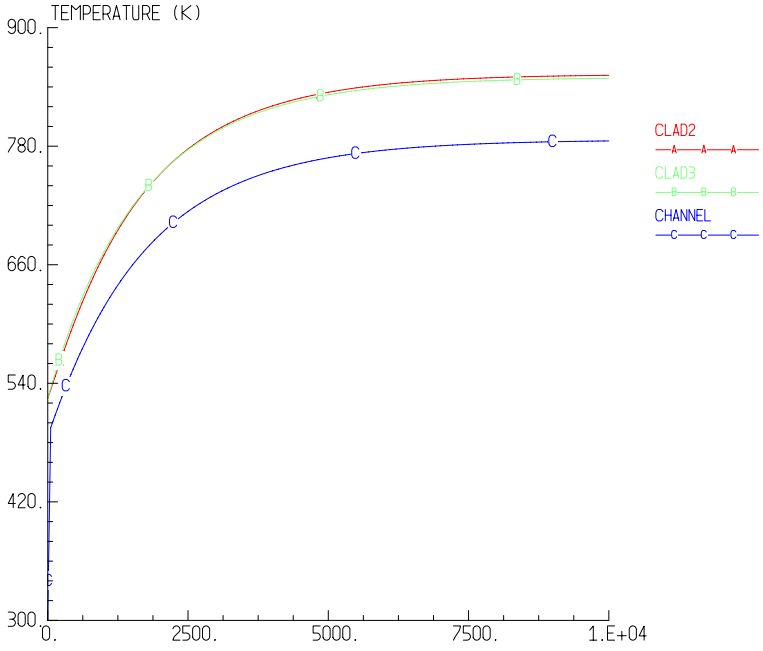


Figure 15. Calculation with 15 kW residual power.
Central cladding temperatures evolution in the bundle and fluid temperature at 2.0 m. height.

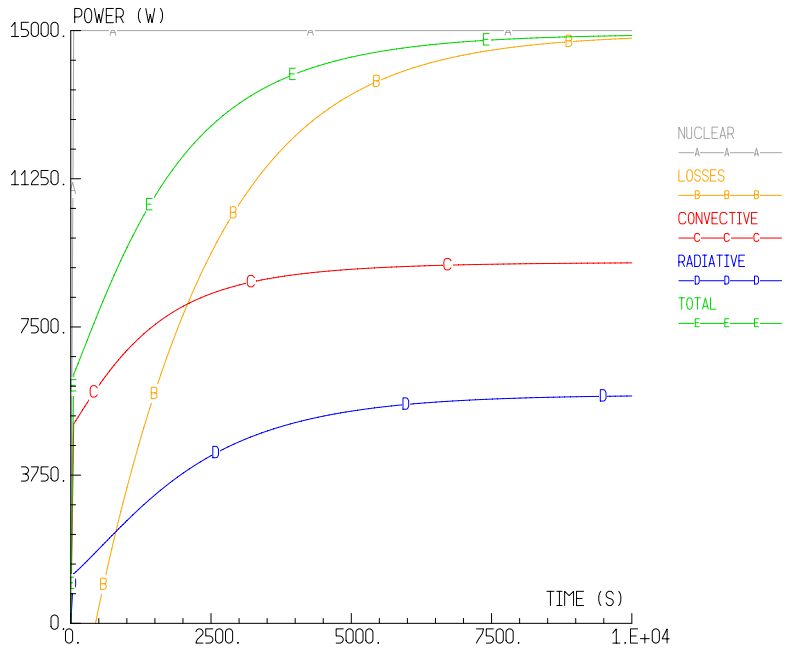


Figure 16. Calculation with 15 kW residual power.
Energy balance at container inner wall.

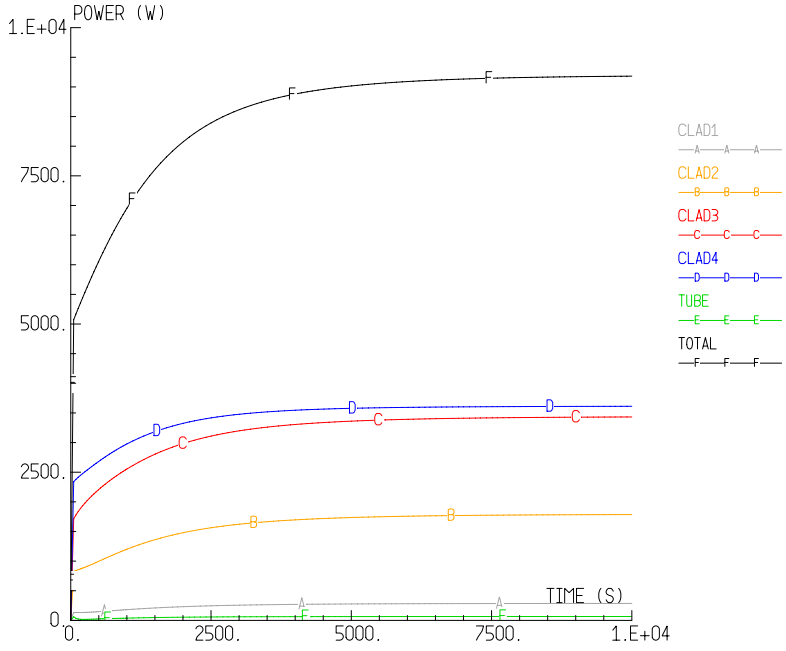


Figure 17. Calculation with 15 kW residual power. Convective energy exchange by the different components in the bundle. Summed up of each radial zone.

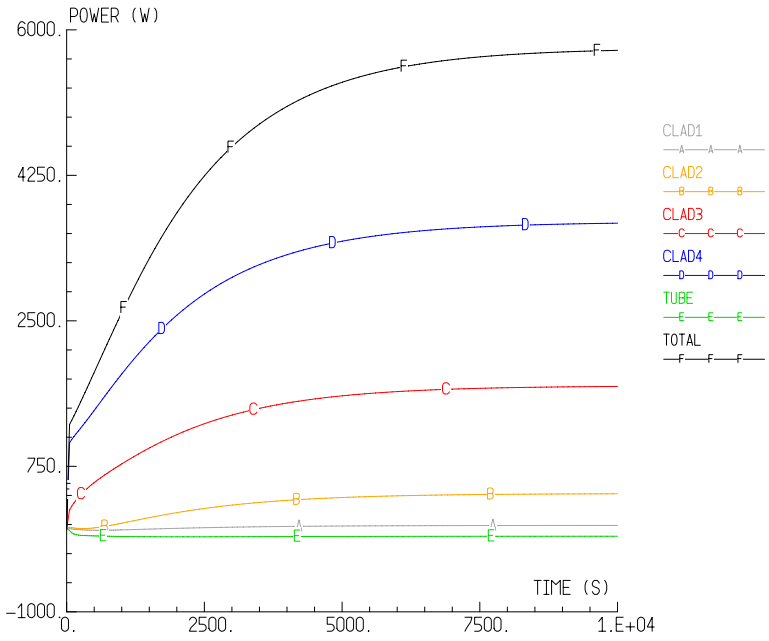


Figure 18. Calculation with 15 kW residual power. Radiative energy exchange by the different components in the bundle. Summed up of each radial zone.

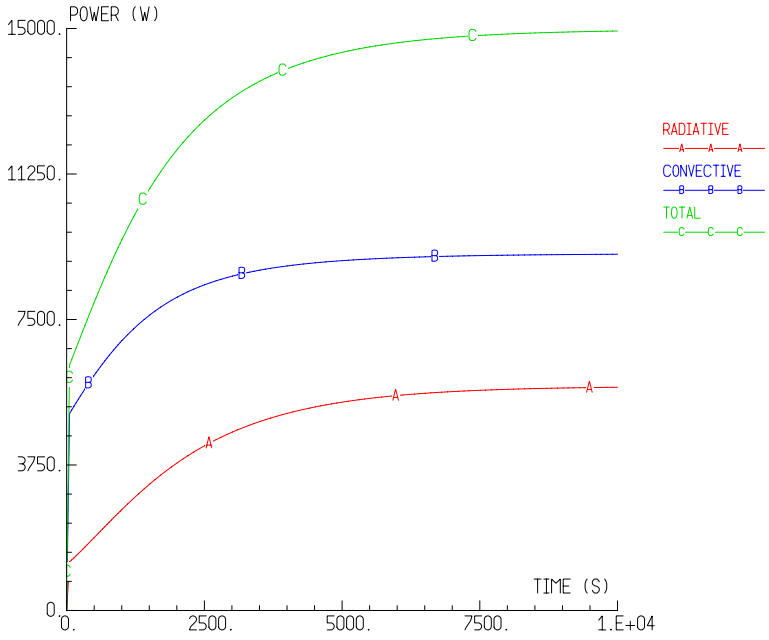


Figure 19. Calculation with 15 kW residual power. Energy interchange evolution at the system.

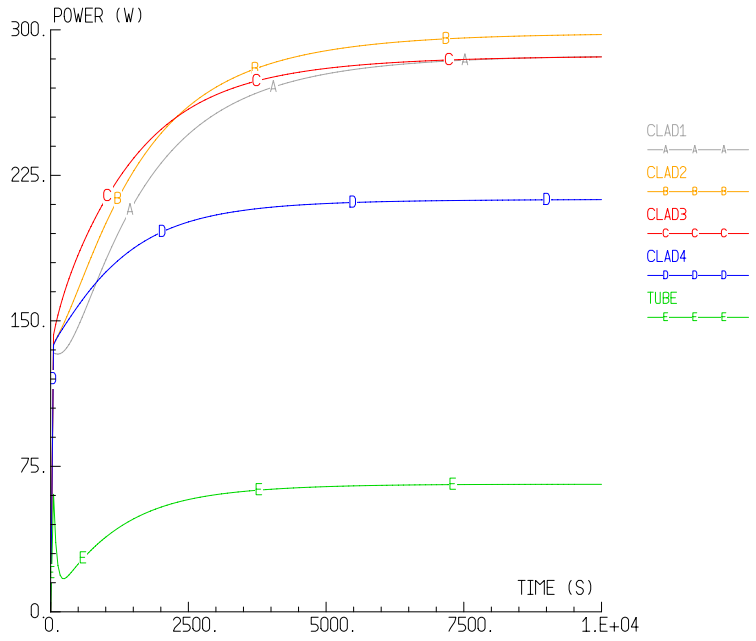


Figure 20. Calculation with 15 kW residual power.
Dissipated energy by convection for each type cladding and supporting tube.

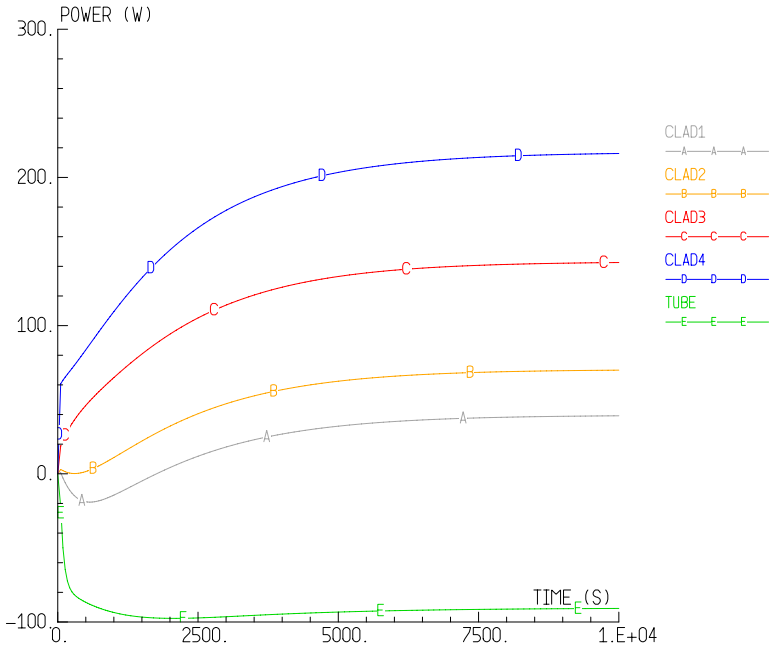


Figure 21: Calculation with 15 kW residual power.
Dissipated energy by radiation for each type cladding and supporting tube.

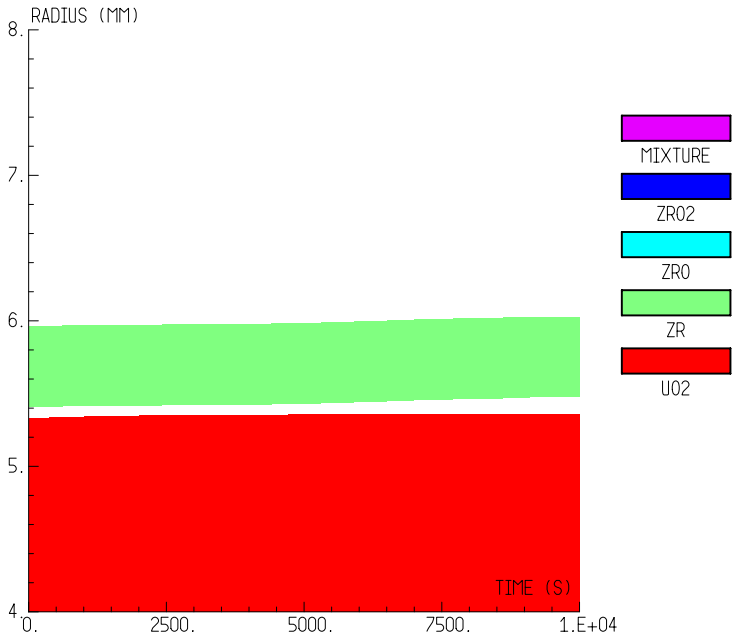


Figure 22. Calculation with 15 kW residual power.
Radius evolution for fuel2 and clad2 and for the gas gap between them, at 2.0 m. height.

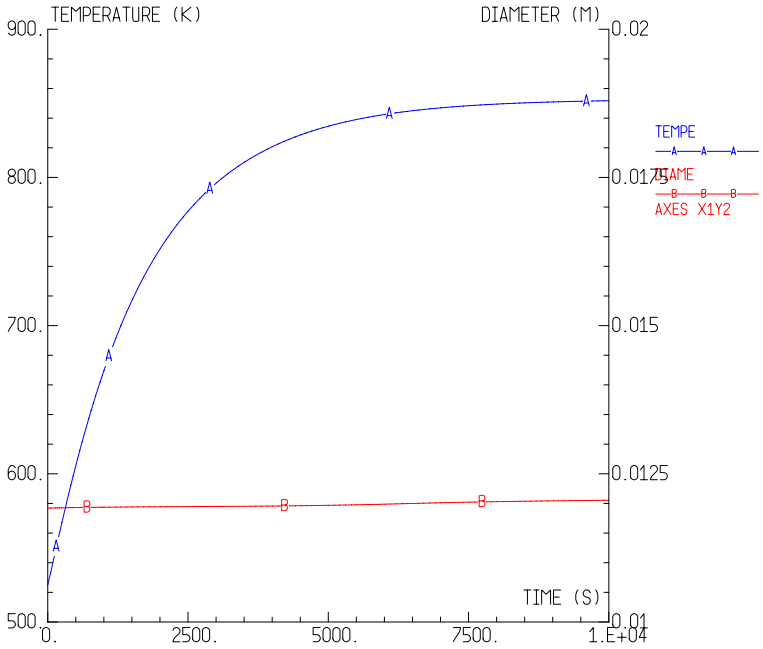


Figure 23. Calculation with 15 kW residual power.
Diameter and temperature evolution for clad2 at 2.0 m. height.

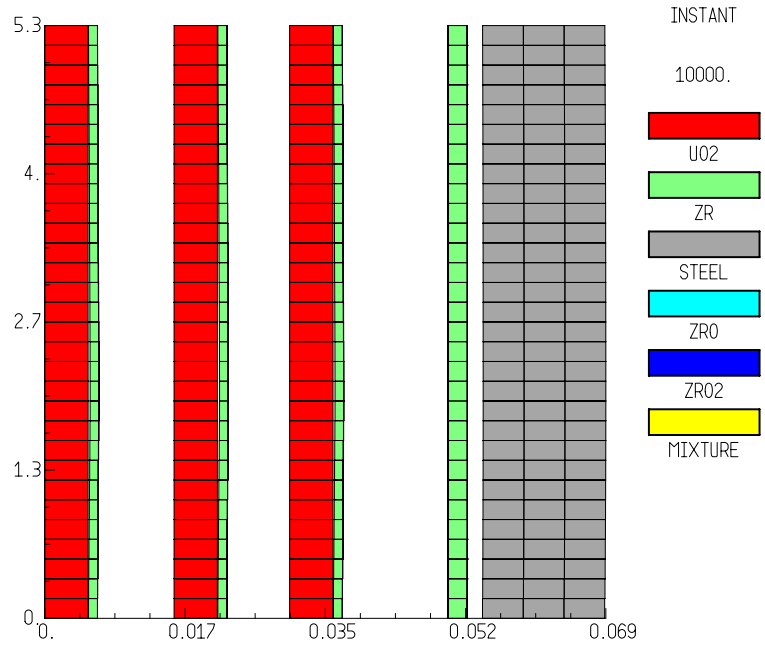


Figure 24. Calculation with 20 kW residual power. Fuel assembly and container wall at final instant of simulation. View including supporting tube. Axial and radial lengths in m.

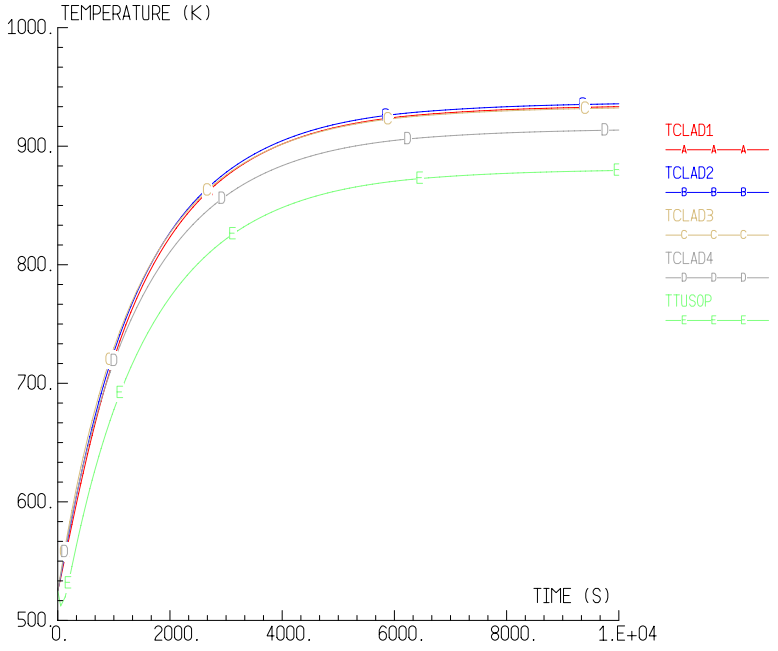


Figure 25. Calculation with 20 kW residual power.
Cladding temperatures of the bundle at 2.0 m height.

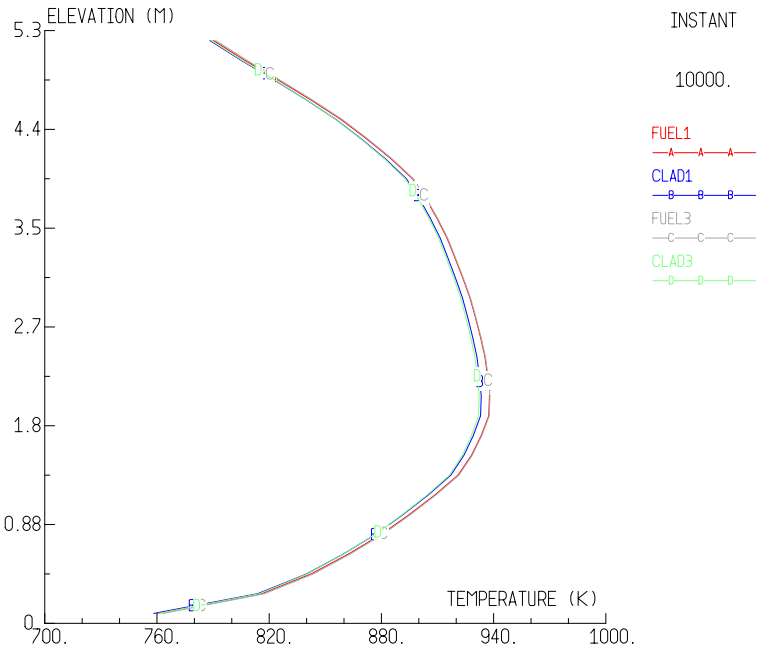


Figure 26. Calculation with 20 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 10^4 s.

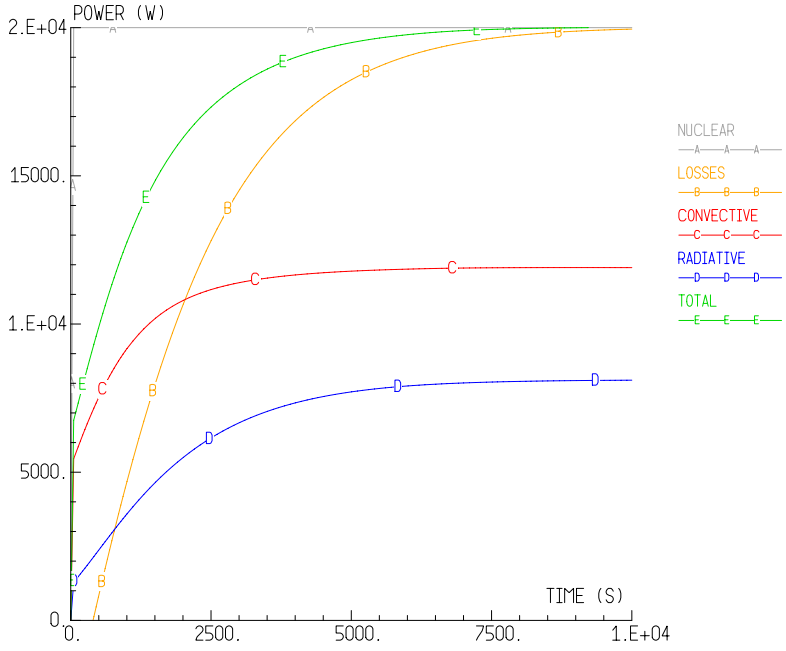


Figure 27. Calculation with 20 kW residual power.
Energy balance at container inner wall.

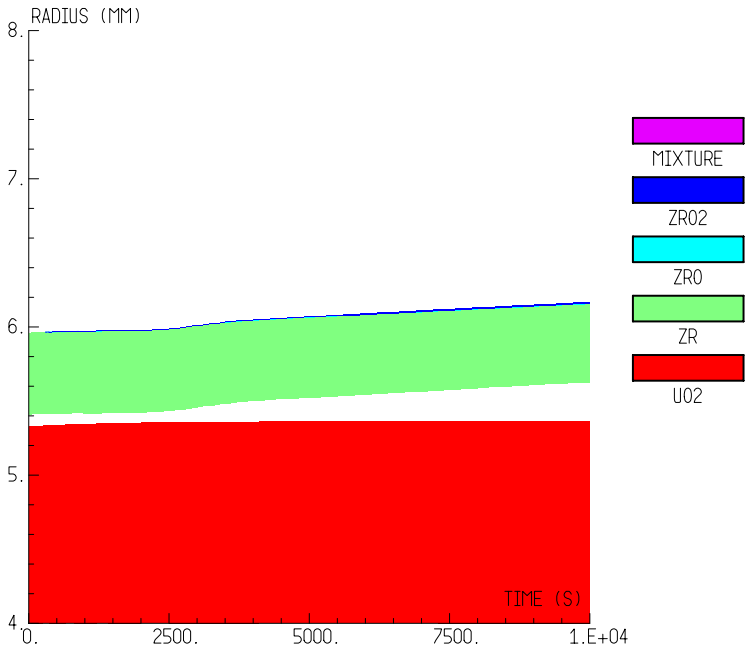


Figure 28. Calculation with 20 kW residual power.
Radius evolution for fuel2 and clad2 and for the gas gap between them, at 2.0 m. height

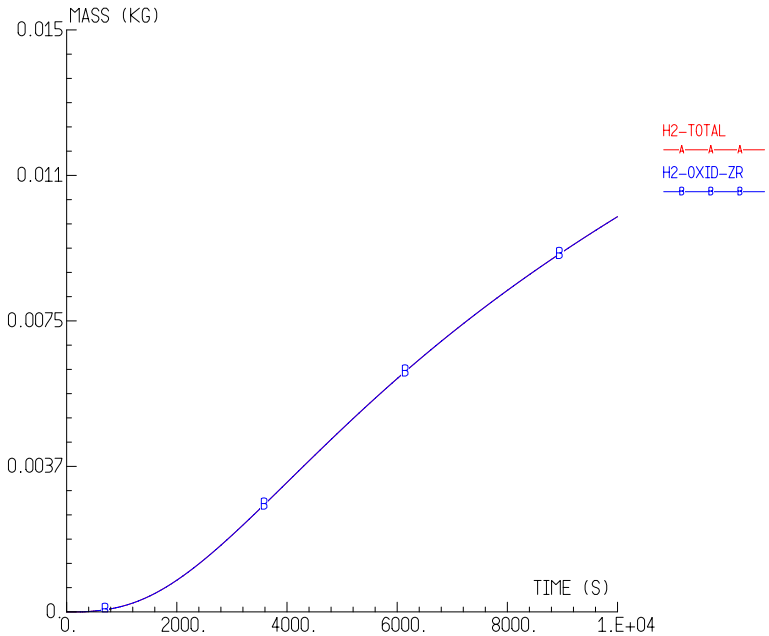


Figure 29. Calculation with 20 kW residual power.
Cumulated hydrogen production and cumulated hydrogen production by Zr oxidation reactions.

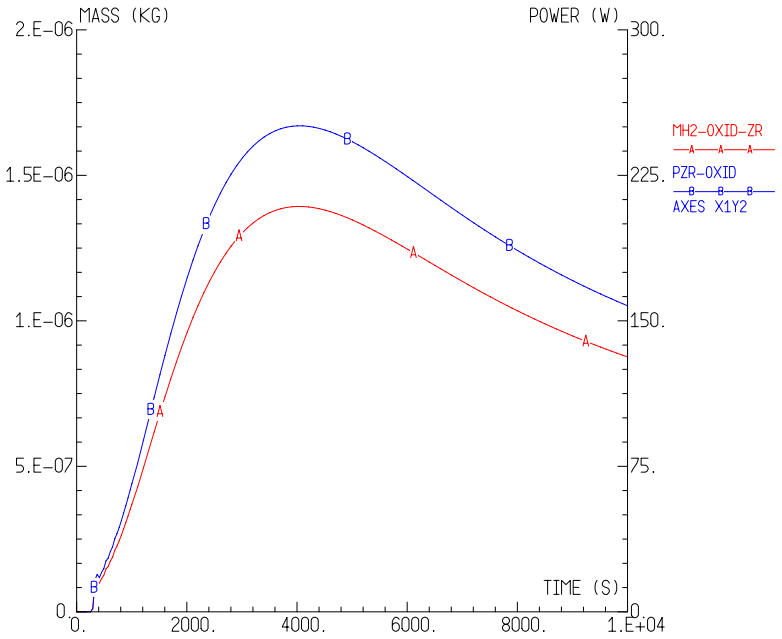


Figure 30. Calculation with 20 kW residual power. Instantaneous hydrogen production by Zr oxidation reactions and power released by Zr oxidation.

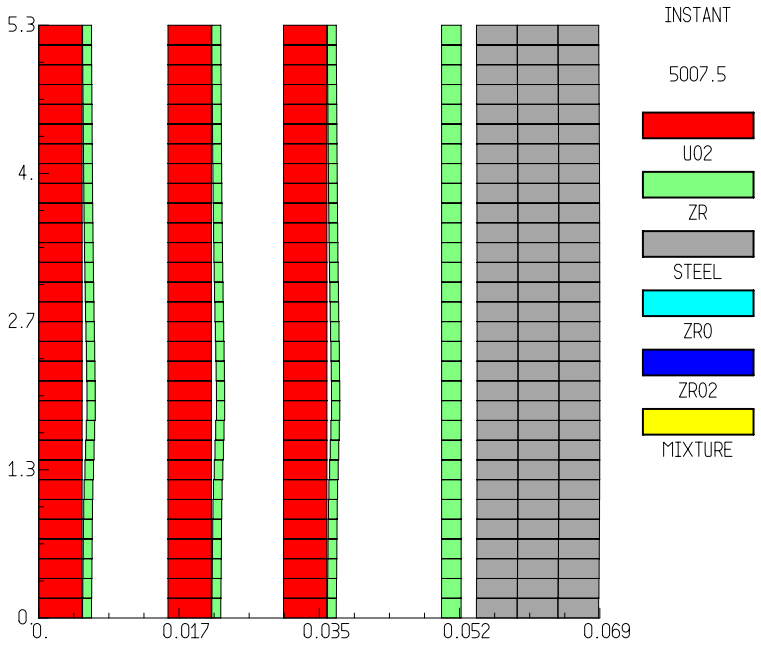


Figure 31. Calculation with 25 kW residual power. Fuel assembly and container wall at 5000 s of simulation. View including supporting tube. Axial and radial lengths in m.

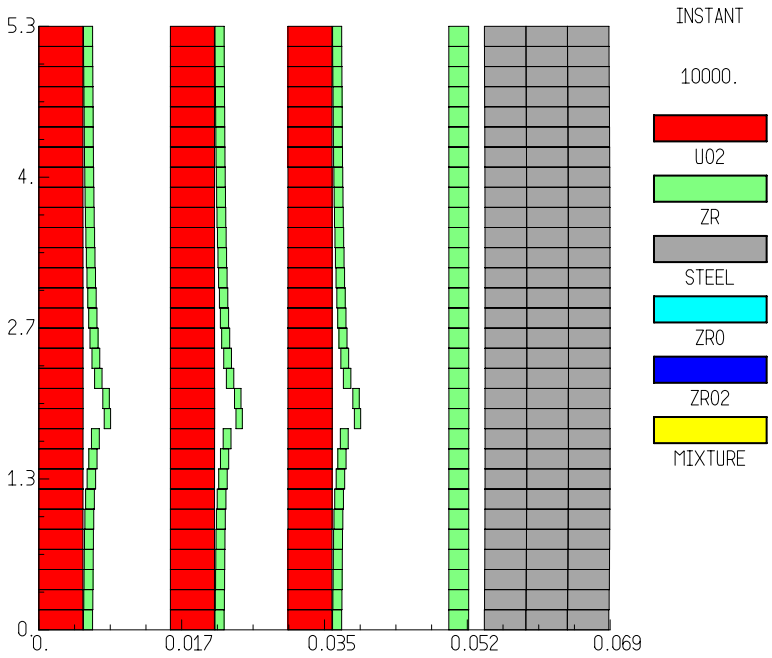


Figure 32. Calculation with 25 kW residual power. Fuel assembly and container wall at final instant of simulation. View including supporting tube. Axial and radial lengths in m.

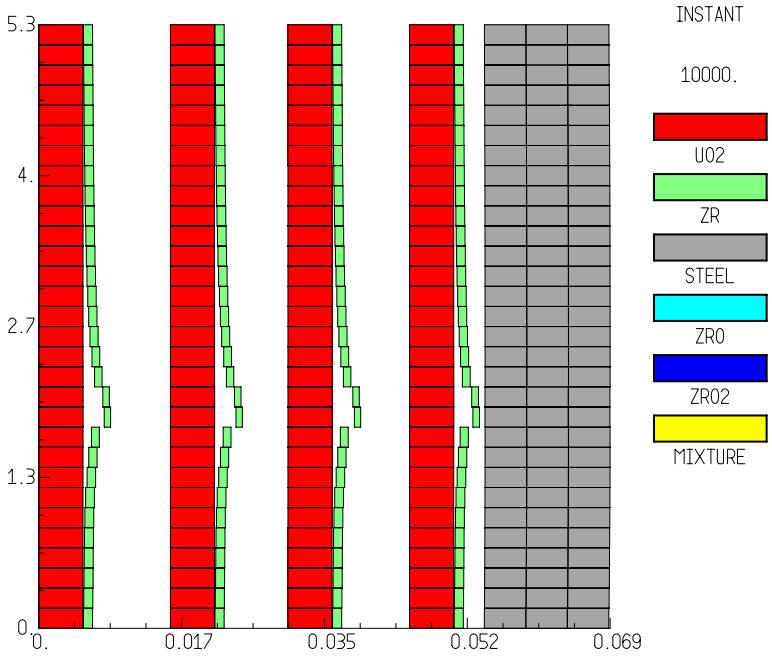


Figure 33. Calculation with 25 kW residual power. Fuel element assembly and container wall at final instant of simulation. Axial and radial lengths in m.

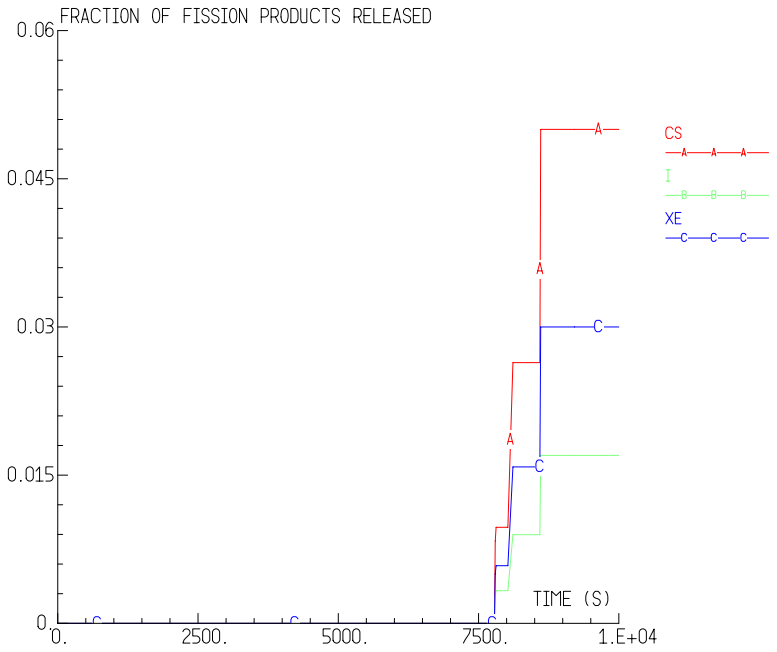


Figure 34. Calculation with 25 kW residual power.
Fraction of fission products released.

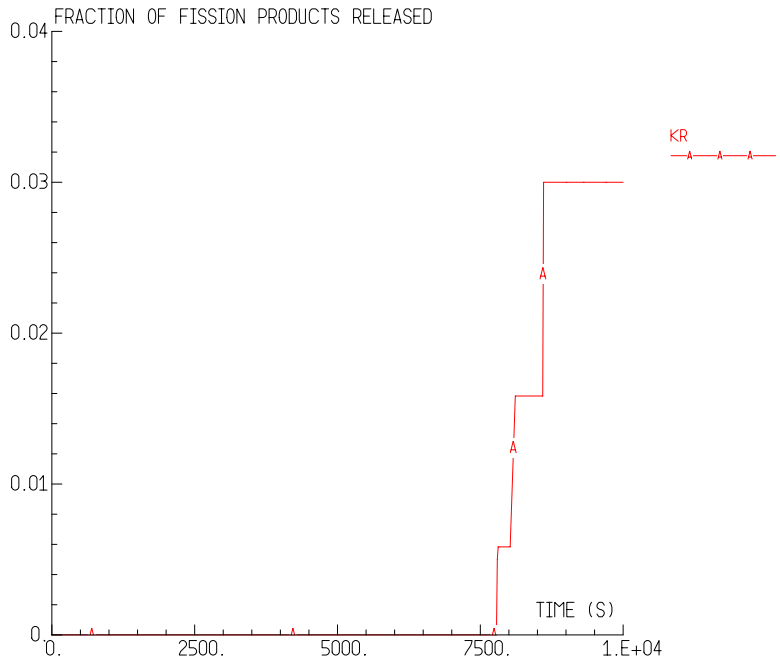


Figure 35. Calculation with 25 kW residual power.
Fraction of fission products released.

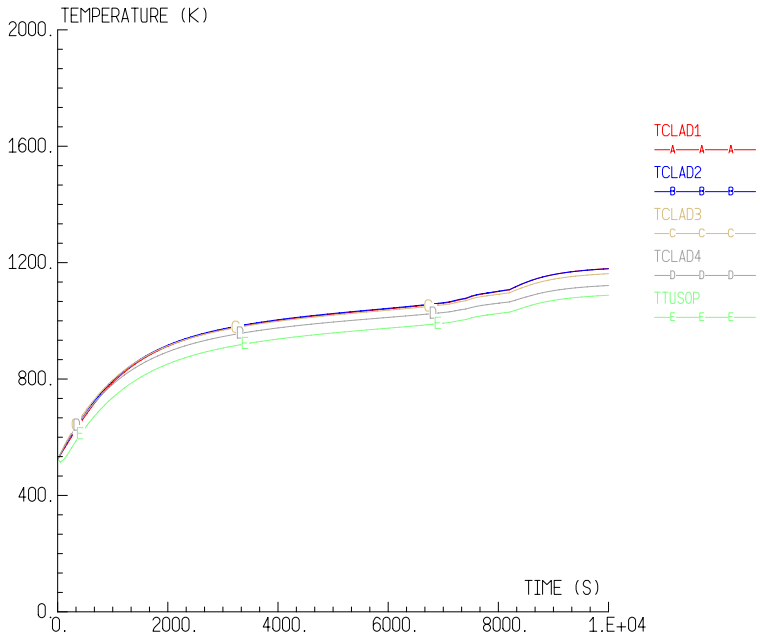


Figure 36. Calculation with 25 kW residual power.
Cladding temperatures evolution of the bundle at 2.0 m height.

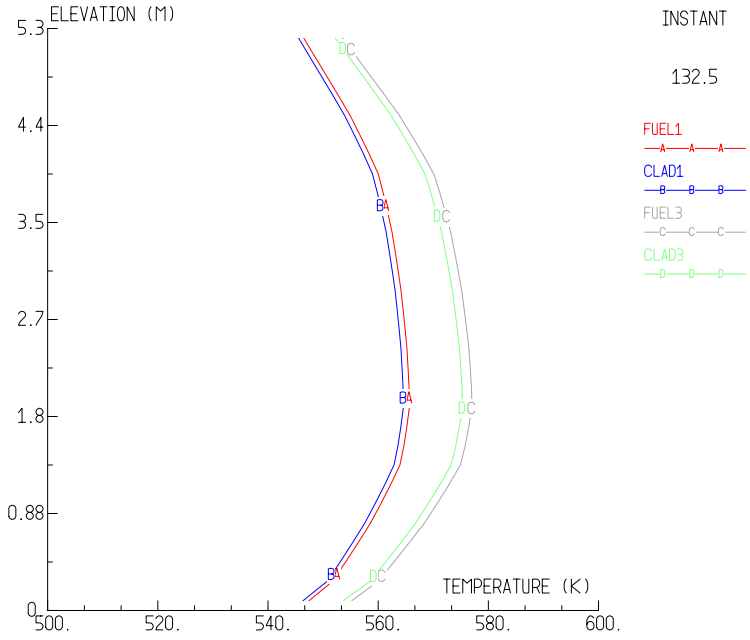


Figure 37. Calculation with 25 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 100 s.

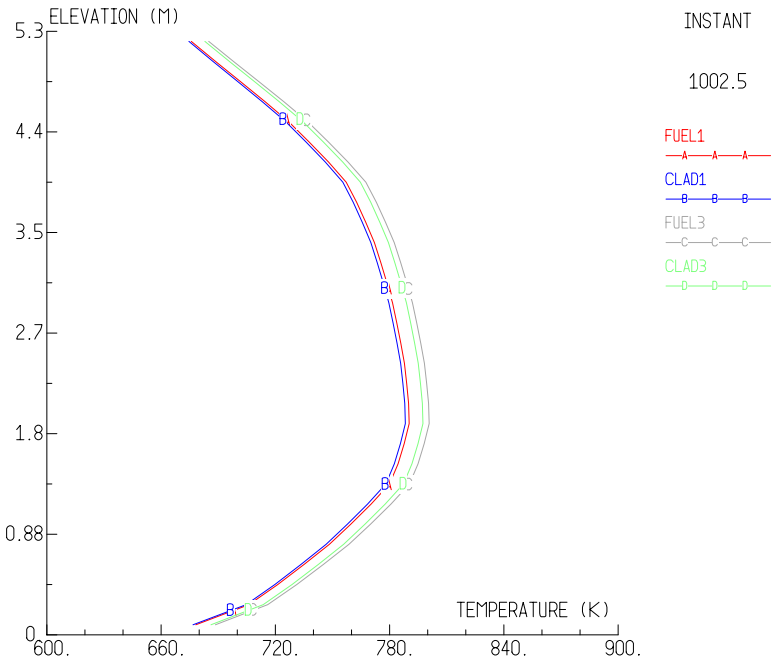


Figure 38. Calculation with 25 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 1000 s.

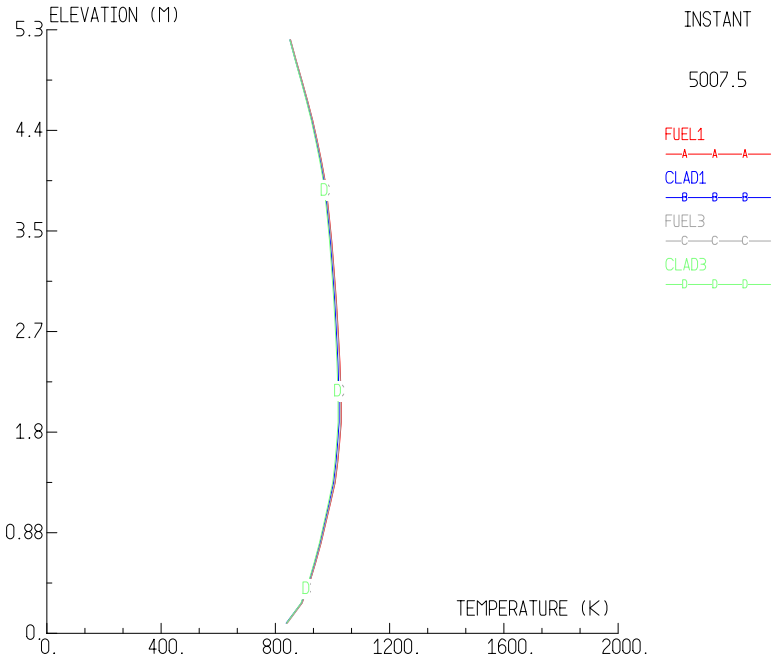


Figure 39. Calculation with 25 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 5000 s.

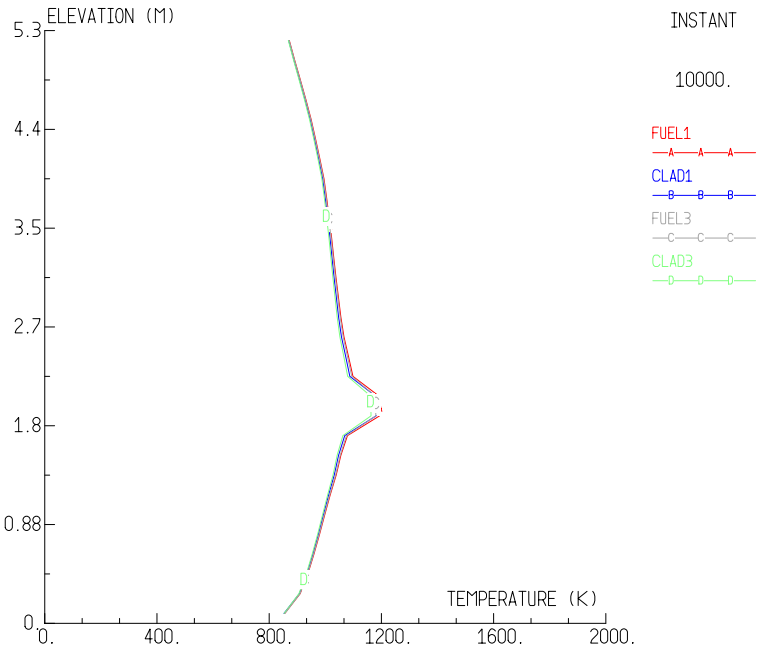


Figure 40. Calculation with 25 kW residual power.
Temperature profiles in the bundle at 10^4 s.

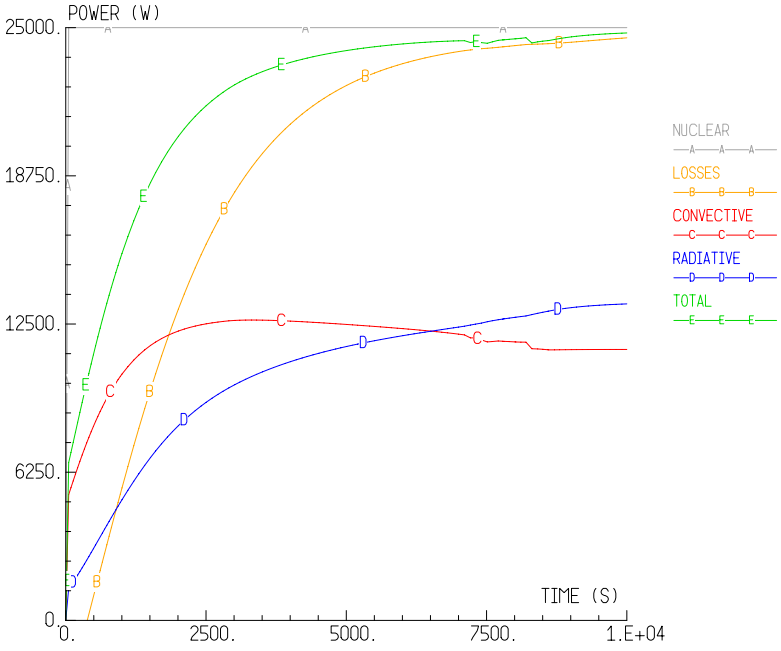


Figure 41. Calculation with 25 kW residual power.
Energy balance at container inner wall.

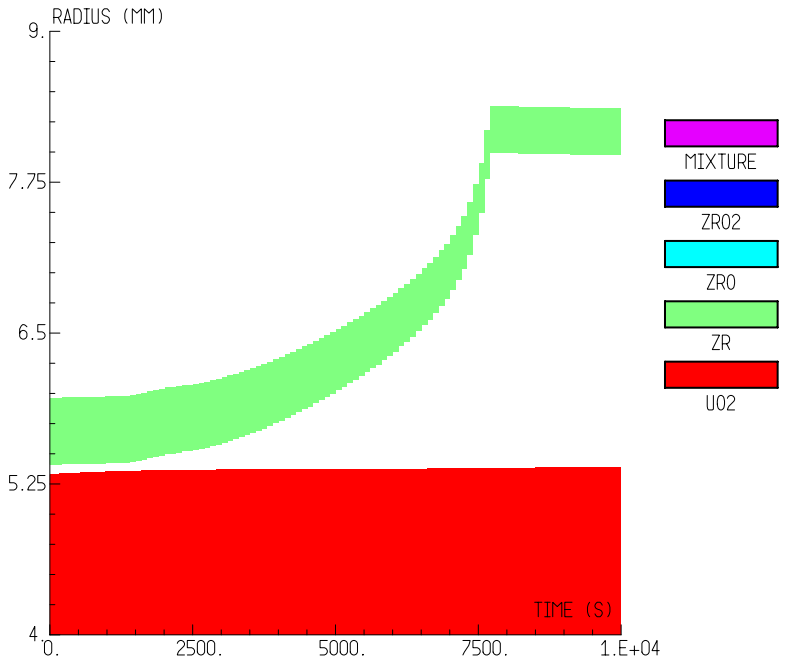


Figure 42. Calculation with 25 kW residual power. Radius evolution for fuel2 and clad2 and for the gas gap between them, at 2.0 m. height

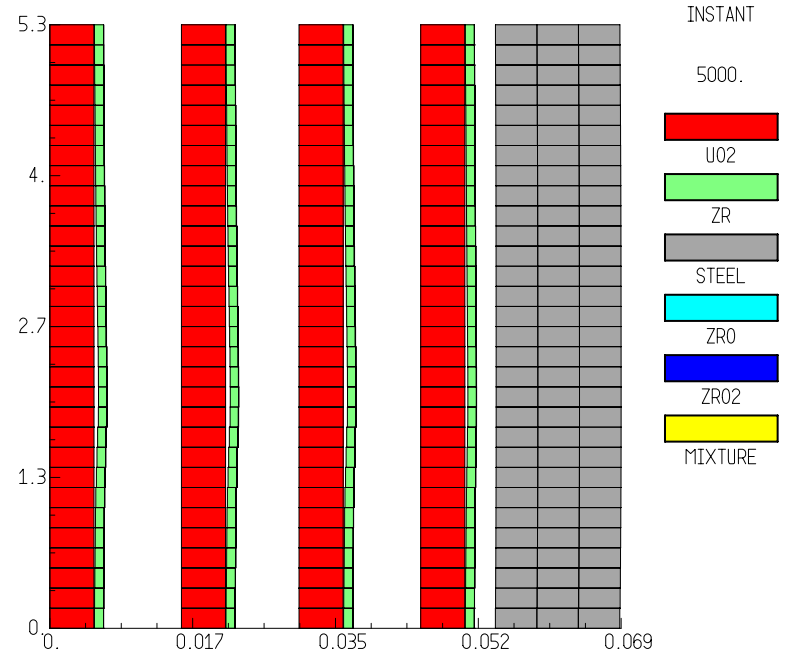


Figure 43. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow.
Fuel assembly and container wall at 5000 s. of simulation. Axial and radial lengths in m.

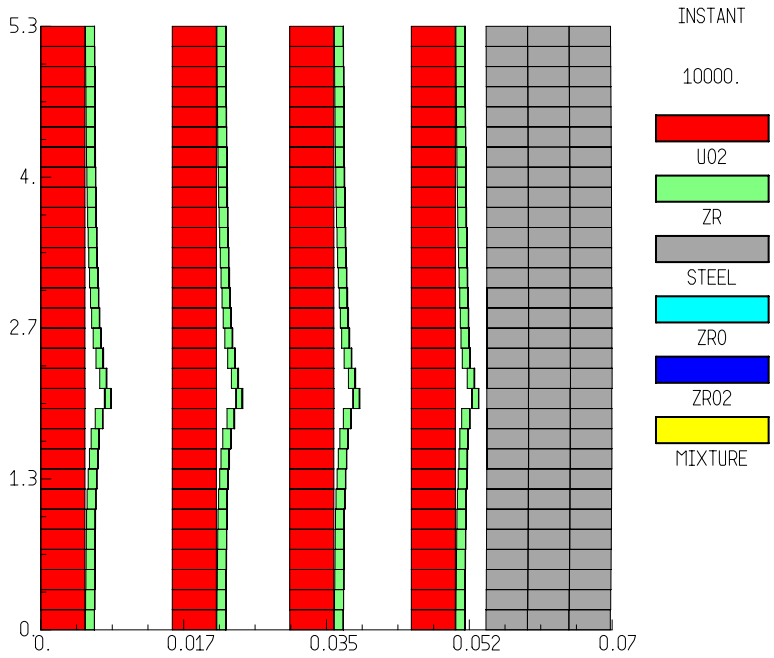


Figure 44. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow.
Fuel assembly and container wall at 10^4 s of simulation. Axial and radial lengths in m.

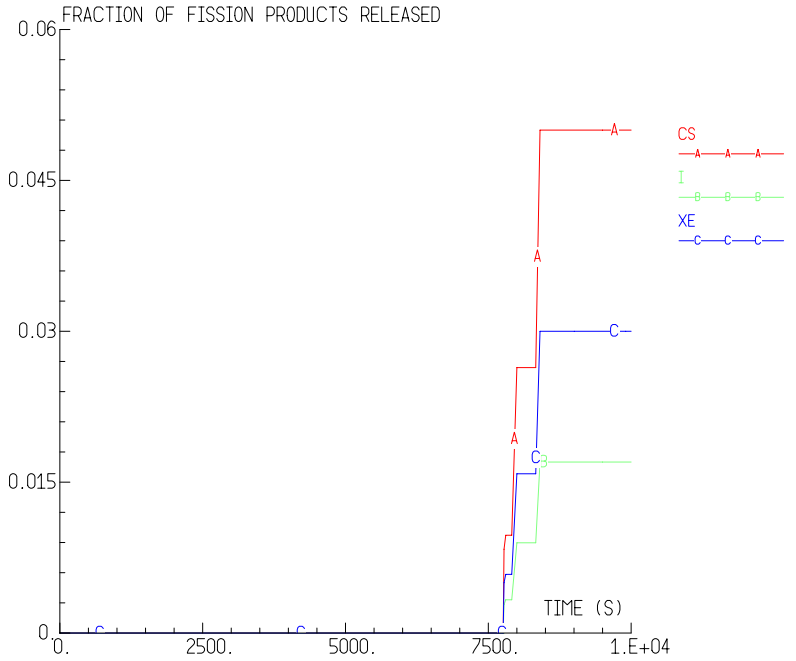


Figure 45. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Fraction of fission products released.

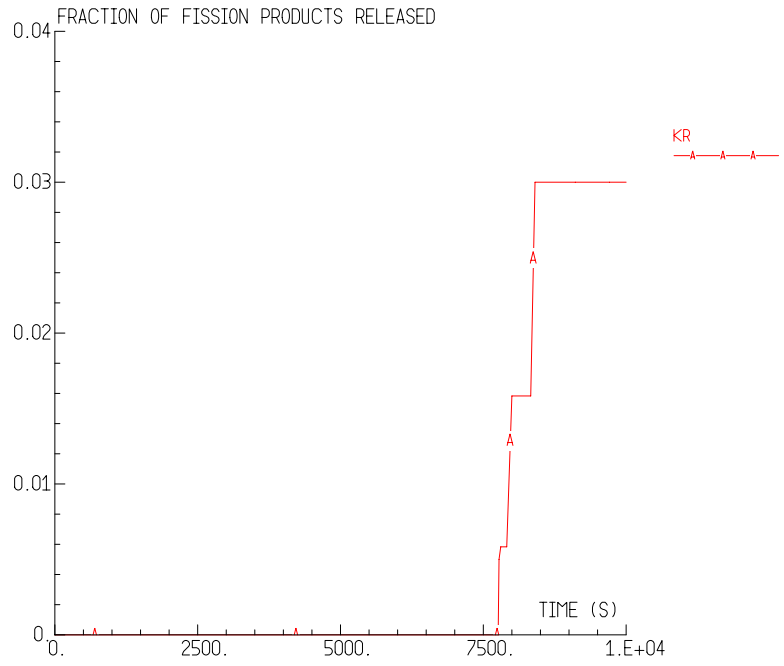


Figure 46. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Fraction of fission products released.

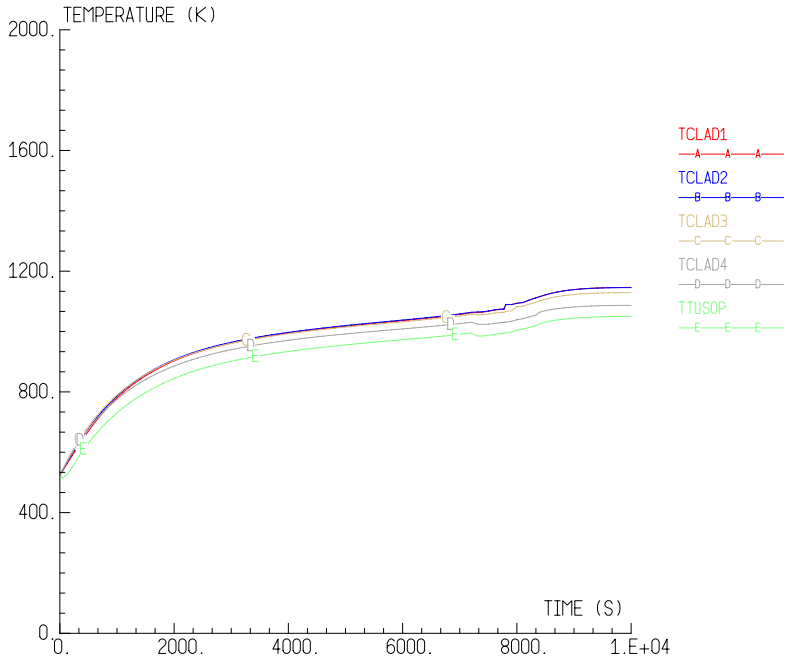


Figure 47. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Cladding temperatures of the bundle at 2.0 m height.

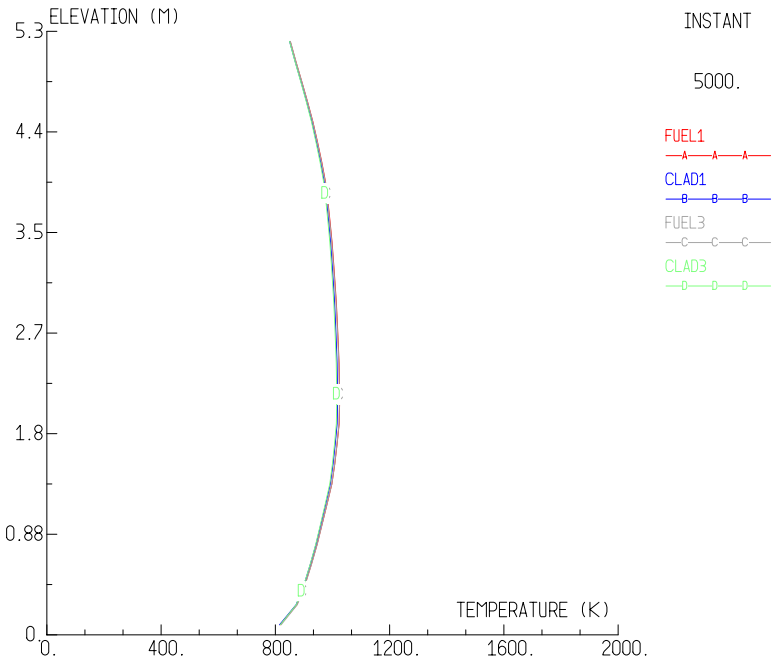


Figure 48. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Temperature profiles in the bundle at 5000 s.

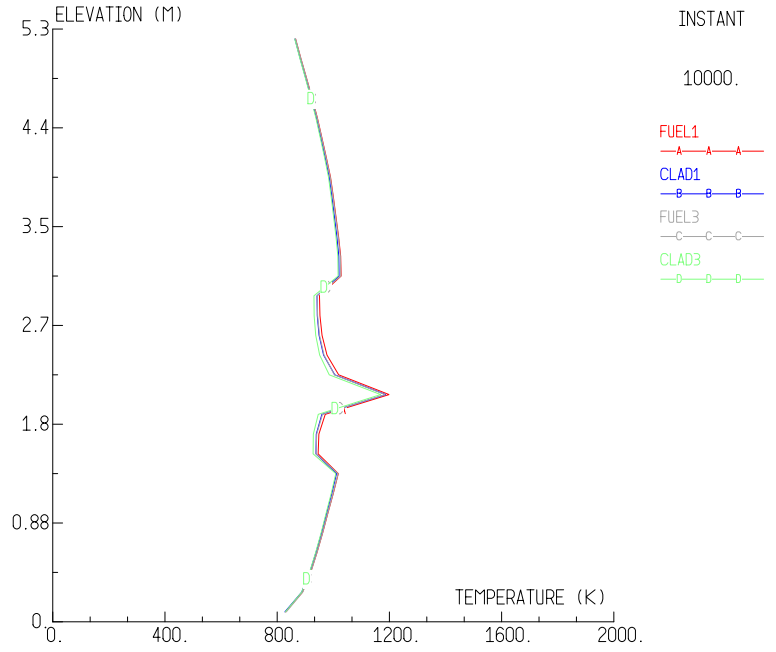


Figure 49. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Temperature profiles in the bundle at 10^4 s.

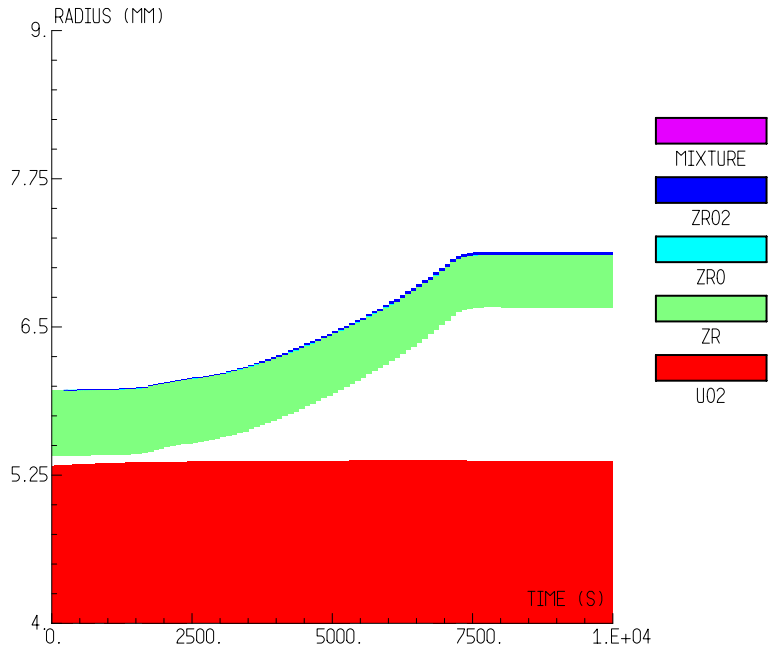


Figure 50. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow.
Radius evolution for fuel2 and clad2 and for the gas gap between them, at 2.0 m height.

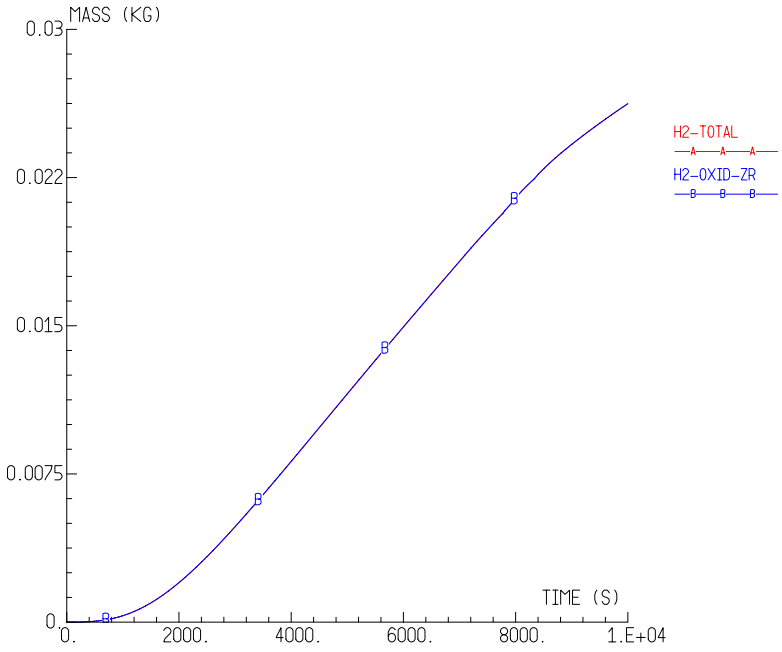


Figure 51. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow.
Cumulated hydrogen production and cumulated hydrogen production by Zr oxidation reactions.

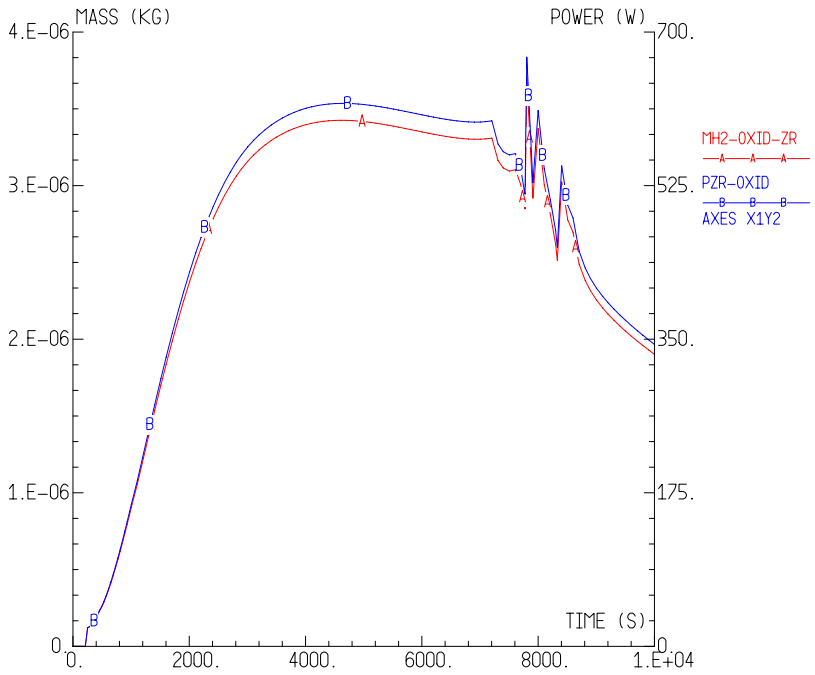


Figure 52. Calculation with 25 kW residual power and water steam added to non-condensable flow. Instantaneous hydrogen production by Zr oxidation reactions and power released by Zr oxidation.

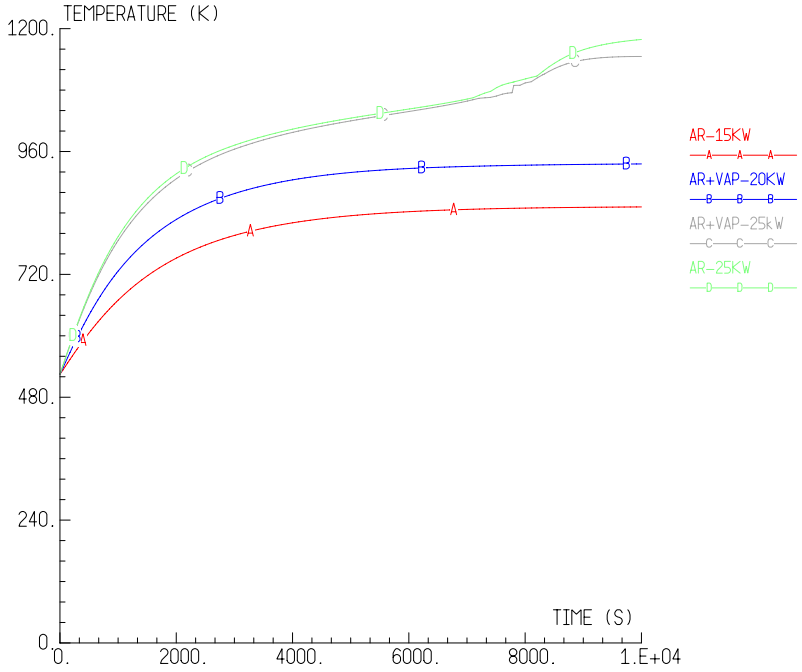


Figure 53. Clad2 temperature for the different testing cases.

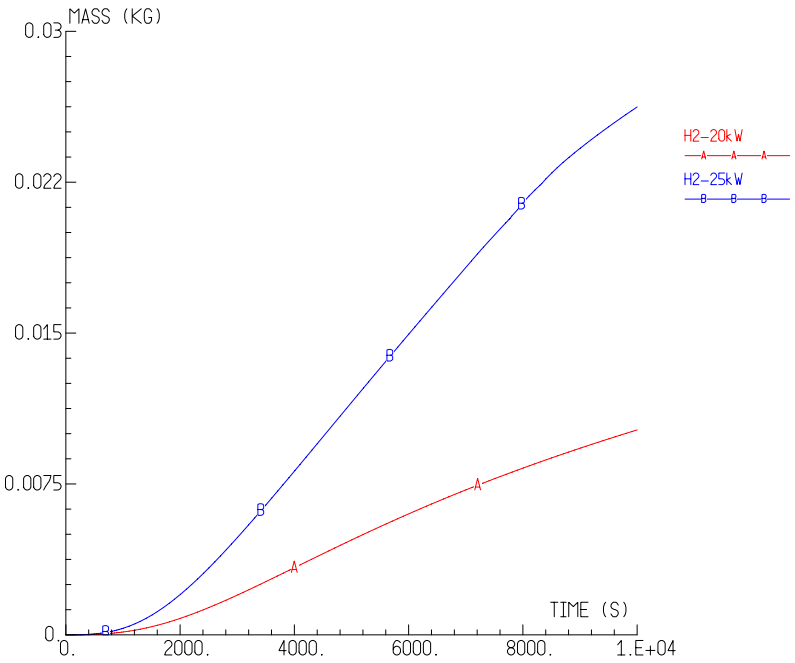


Figure 54. Cumulated hydrogen production for the different testing cases with Zr oxidation.

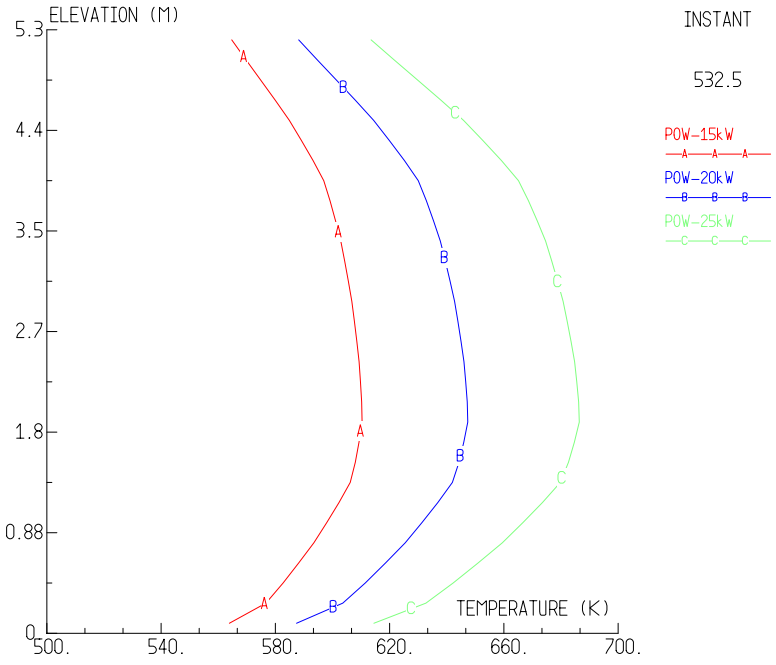


Figure 55. Clad2 temperature profiles for the different testing cases at 500 s.

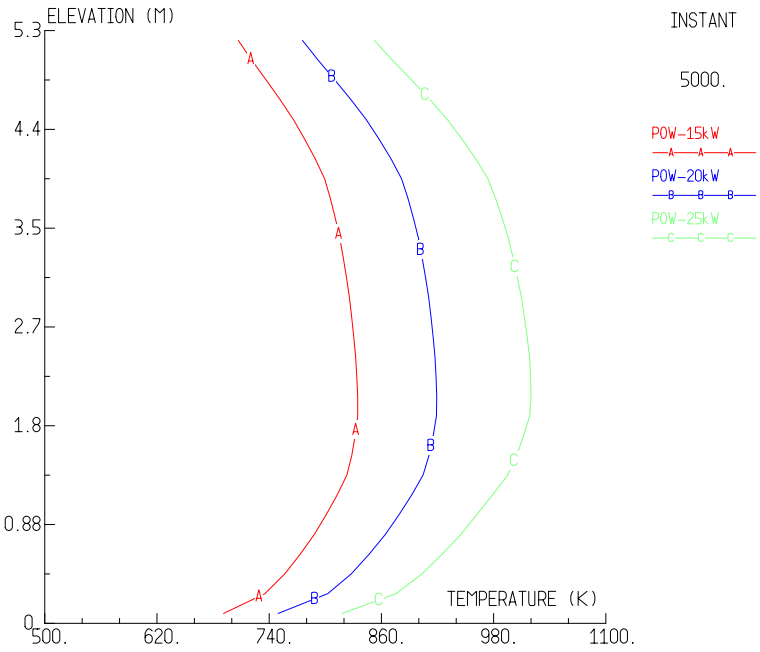


Figure 56. Clad2 temperature profiles for the different testing cases at 5000 s.

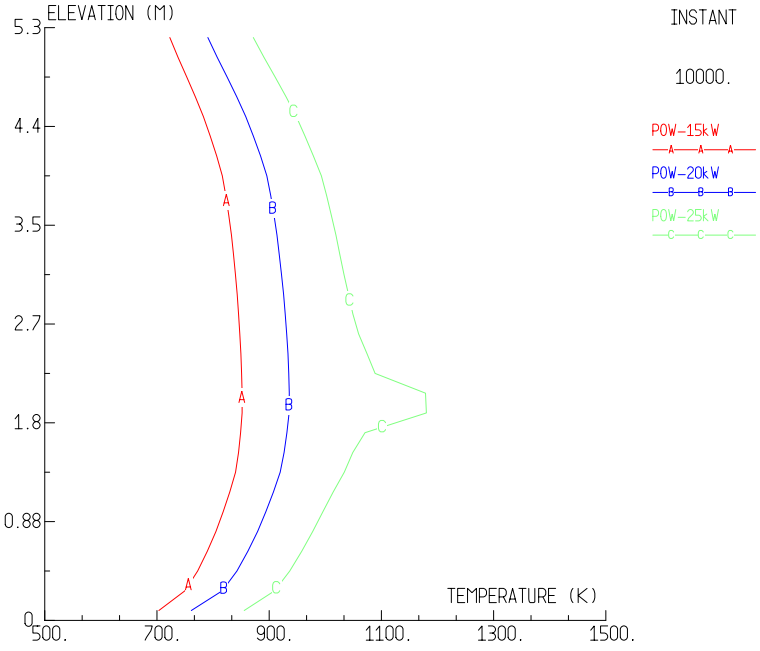


Figure 57. Clad2 temperature profiles for the different testing cases at 10^4 s.

REFERENCES

[1] ICARE2, A Computer Program for Severe Core Damage Analysis in LWRs, CEA/IPSN, Institut de Protection et de Sûretè Nucléaire, France, V2 mod2.3, 1997.

[2] Set of Fuel Bundle Column Plans of the Nuclear Power Plant Atucha I, CNAI, Argentina, 1998.

[3] Technical Data of the Fuel Element of the Nuclear Power Plant Atucha I, CNAI, Argentina, 1998.

[4] E. Marino, R. Rosso; Temperaturas en un Elemento Combustible de la CNAI en Condiciones de Falta de Refrigeración por TA en la Máquina de Carga, IT-316, ENREN, Argentina, Ago 1995.

[5] E. Marino, R. Rosso; CNAI Fuel Element Temperatures in Cooling Absence Conditions in the Loading Machine, Proceedings of the 5th Argentine Meeting of Radiological and Nuclear Safety, Santa Fe, Argentina, 1995.

Modelización con RELAP5/3.2. Simulación del comportamiento termohidráulico resultante, ante la pérdida de bombas principales en la Central Nuclear Atucha I

Ventura, M.A. y Rosso, R.D.

Publicado como PI 9/99 de la Autoridad Regulatoria Nuclear

MODELIZACIÓN CON RELAP5/3.2 SIMULACIÓN DEL COMPORTAMIENTO TERMOHIDRÁULICO RESULTANTE, ANTE LA PÉRDIDA DE BOMBAS PRINCIPALES EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I[1]

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 (en adelante CNA-I), bajo un incidente de pérdida de las bombas principales, por la falta de potencia externa de alimentación. Ello lleva a un transitorio fuerte de parada, sin despresurización importante, desde el flujo nominal de circulación forzada a otro de circulación natural.

Los resultados se obtienen partiendo de una modelización con el programa RELAP5/3.2.

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, 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 parte satisfactorios y en parte han sugerido algunos cambios en la modelización.

Se ha verificado la capacidad de RELAP5/3.2, 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.

ABSTRACT

Time evolution of natural circulation in the Nuclear Central Atucha I (CNA-I), in a main pumps lost incident because of the lost of external power feed, is analyzed . It leads to a strong stop transient, without an important blow down, from a forced nominal flow to a natural circulation one.

The results are obtained from RELAP5/3.2 code's modeling.

The study is based on the refrigeration conditions analysis, during the first minutes of the reactor out of service. Previously to the transient, work had been done to obtain the plant steady state, with design parameters in operation conditions at 100% of power. The objet is that the actual plant state would be represented. In this way, each plant part (steam generators, reactor, pressurizer, pumps) had been modeled in separated form with the appropriate boundary conditions, to be used in the whole circuit simulation.

The developed model, had been validated making use of the comparison between the values obtained to the principal thermodynamic parameters with the plant recorded values, in the same incident.

The results are satisfactory in a way. On the other hand, it has suggested some modeling changes .

The RELAP5/3.2 capability to model the thermodynamic phenomena in a PHWR plant has been verified when, according to the mentioned incident, the flow pass from a nominal forced flow, to one which is governed by natural circulation, still with the CNA-I untypical design conditions.

[1] Un resumen de parte de estos resultados está en la publicación interna ARN PI-23/98.

INDICE

1. Introducción

2. Modelización
   2.1 Descripción de la modelización
   2.2 Estado estacionario
      2.2.1. Resumen de valores comparativos
   2.3 Transitorio

3. Modelización modificada
   3.1 Descripción de la modelización
      3.1.1. Reactor
      3.1.2. Sistema de vapor vivo
      3.1.3. Sistema de alimentación de agua del lado secundario
   3.2 Estado estacionario
      3.2.1 Resumen de valores comparativos
   3.3. Transitorio
   3.4. Resultados obtenidos y su análisis

4. Características de la modelización y el cálculo

5. Conclusiones

Referencias

Tablas

Figuras

Lista de Tablas

Tabla 1: Comparación de parámetros del estado estacionario con datos de planta y con cálculos previos (primera modelización)

Tabla 2: Comparación de parámetros del estado estacionario con datos de planta y con cálculos previos (modelización modificada)

Lista de Figuras

Figura 1: Central Nuclear Atucha I

Figura 2: Sistema de refrigeración principal de la CNA-I

Figura 3: Nodalización de la CNA-I en base a RELAP5-3.2

Figura 4: Nodalización utilizada en la modelización de los GVs

Figura 5: Nodalización utilizada en la modelización del GV, unido al presurizador

Figura 6: Nodalización utilizada en la modelización del reactor y el sistema del moderador

Figura 7: Esquema de la geometría involucrada en la transferencia de calor entre canales combustibles y el tanque del moderador

Figura 8: Caudal en el núcleo (sistema primario)

Figura 9: Presión del moderador a la salida del reactor (vol. 434)

Figura 10: Presión del moderador a la entrada del reactor (vol. 464)

Figura 11: Temperatura del moderador a la salida del reactor (vol. 434)

Figura 12: Temperatura del moderador a la entrada del reactor (vol. 464)

Figura 13: Temperatura a la salida del reactor (vol. 201)

Figura 14: Sistema primario. Temperaturas de entrada y salida GV2 (vols. 201 y 211)

Figura 15: Sistema del moderador. Temperaturas de entrada y salida al reactor (vols. 464, 564 y 434)

Figura 16: Modelización modificada del reactor

Figura 17: Modelización del sistema de vapor vivo y del sistema de alimentación de agua del lado secundario

Figura 18: Potencia térmica

Figura 19: Presión en el plenum inferior y en el núcleo

Figura 20: Temperatura en el plenum inferior y en el núcleo

Figura 21: Caudal en el núcleo y en las ramas calientes del sistema de refrigeración

Figura 22: Presión a la entrada y salida de los GVs y presión en el presurizador

Figura 23: Temperatura de entrada y salida en el GV2, comparadas con valores de planta

Figura 24: Presión a la entrada y salida del GV1

Figura 25: Temperatura a la entrada y salida del GV1

Figura 26: Temperatura de entrada al recipiente de presión

Figura 27: Presión en las bombas principales

Figura 28: Caudal a través de las bombas principales

Figura 29: Velocidad de rotación de las bombas principales

Figura 30: Presión del moderador a la entrada y salida del recipiente de presión

Figura 31: Temperatura del moderador a la entrada y salida del recipiente de presión

Figura 32: Presión en las bombas del moderador

Figura 33: Caudal de agua en las bombas del moderador

Figura 34: Caudal de alimentación al GV1 y caudal de vapor del condensador de la turbina

Figura 35: Caudal de alimentación al GV2 y caudal de vapor del condensador de la turbina

Figura 36: Presión en los domos de los GVs

Figura 37: Temperatura en los domos de los GVs

Figura 38: Transferencia de calor en los intercambiadores de calor

Figura 39: Transferencia de calor en los GVs

Figura 40: Nivel de mezcla en el GV1

Figura 41: Temperatura de entrada al GV2

Figura 42: Temperatura a la salida del reactor

1. INTRODUCCIÓN

La Central Atucha I (CNA-I) es del tipo de recipiente a presión y dispone de un reactor de uranio natural refrigerado y moderado por agua pesada (PHWR). Esta variante de reactores presenta algunas similitudes con respecto a las plantas del tipo de recipiente a presión con agua liviana (PWR), utilizando componentes parecidos tales como los generadores de vapor (GVs) de tubos en U, las bombas principales del medio refrigerante y el presurizador. Se diferencian esencialmente, por el contenido de material combustible en el núcleo y su geometría de canales de manojos de elementos combustibles, por el medio refrigerante, por el circuito del moderador y por la forma de establecer el recambio de los elementos combustibles. El circuito principal de la instalación está representado en forma esquemática en la Figura 1.

Para moderar los neutrones en el núcleo del reactor y para disipar el calor liberado en los elementos combustibles, se utiliza agua pesada. El refrigerante que se utiliza para extraer el calor de los elementos combustibles, se mantiene en circulación mediante dos bombas que establecen dos circuitos cerrados. El moderador, que se separa del medio refrigerante a través del recipiente que lo contiene y de los canales de refrigeración, se encuentra a la misma presión que dicho medio y, con el fin de mejorar el balance de neutrones, se mantiene en un circuito propio a una temperatura menor que la del medio refrigerante. El calor que absorben el moderador y el refrigerante en el núcleo del reactor se transmite al agua de alimentación de la instalación convencional a través de los dos intercambiadores de calor del moderador y de los dos GVs. El vapor saturado que se produce en éstos se seca y se conduce en dos flujos a la sección de alta presión de la turbina de vapor. En la turbina se expande el vapor hasta alcanzar la presión que reina en el condensador. La potencia eléctrica del turbogenerador es de 334 MWe netos. Las peculiaridades de este diseño imponen la necesidad de considerar con detalle el circuito de moderación y los sistemas de conmutación para el caso de accidentes. Ello se debe a la interacción de los distintos sistemas, el moderador entre ellos, para la remoción del calor residual.

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. MODELIZACIÓN

2.1 Descripción de la modelización

En la Figura 2, se muestra un esquema del sistema primario de la planta. En el mismo se puede ver el sistema de refrigeración principal que consta de dos ramas identificadas con las siglas QH01 y QH02. Además se pueden apreciar los dos circuitos del sistema del moderador identificados con las siglas QM01 y QM02. La nodalización utilizada para simular la CNA-I, con RELAP5/MOD3.2, está representada en la Figura 3. 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 generadores de vapor, 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. Está comunicado al resto del circuito por los volúmenes 203 y 211. El lado 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. 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 igualación de presión entre el sistema primario de refrigeración y el sistema de moderación.

Se han definido 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 del tope y fondo del recipiente de presión

La cañería de salida del tanque del sistema del moderador está simulado por 12 volúmenes (434, 436, 550, 552, 553, 554, 555, 556, 557, 558, 559, 560).

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. Con los volúmenes 563 a 569 y 570 a 576, se modelan las cañerías de retorno al tanque del sistema moderador.

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 ya fuera dicho.

El sistema de alimentación RL, 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, se completa con las curvas homólogas de presión y de torque en flujo monofásico y bifásico. La bomba del moderador está simulada por el volumen 556.

Es importante tener en cuenta que la CNA-I cuenta con sistemas adicionales que no han sido representados aquí por no ser necesarios para el transitorio a ser analizado, que no se consideraron pérdidas al ambiente y la realimentación de reactividad en el sistema.

2.2 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 500 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. En las Figuras 4, 5 y 6, pueden verse algunas de las nodalizaciones mencionadas. Se encontró que al unir las partes, el sistema no funcionaba correctamente y 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. En la Figura 7 puede verse la modelización utilizada para considerar la transferencia de calor, en la que se simula la presencia de los foils, representados por una estructura de calor con las propiedades del agua.

En las Figuras 8, 9, 10, 11 y 12 puede observarse la comparación de los valores obtenidos con la nodalización resultante de la unión de las partes modeladas por separado (curva ascendente), con los obtenidos a partir de las modificaciones mencionadas.

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.

2.2.1 Resumen de valores comparativos

En la Tabla 1, pueden observarse los valores obtenidos con la modelización realizada con RELAP5/MOD3.2, los valores de diseño, los de registro de planta y los obtenidos con la versión RELAP5/MOD2 [3] del código. Se observa que los valores de las temperaturas en el circuito del moderador, a la salida del reactor son bajas respecto a los valores de diseño y de planta del reactor.

2.3 Transitorio

A partir del estacionario obtenido se analiza el transitorio 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 generadores de vapor 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 agua de los GVs (simulado por una tabla de alimentación de agua a los GVs)

En las Figuras 14 y 15 pueden verse algunos de los resultados obtenidos y se los compara con datos de planta.

Analizando las diferencias de los valores obtenidos con respecto a los valores de planta, en el estacionario y en el transitorio estudiado se consideró necesario modificar algunos aspectos en la nodalización.

3. MODELIZACIÓN MODIFICADA

3.1 Descripción de la modelización

Se realizó una nueva modelización en la que está mejor simulada la aislación térmica del tanque del moderador. Esta se logra modelizando las dos capas de foils que rodean al tanque del moderador con dos nuevos volúmenes y sus correspondientes estructuras de calor. En la Figura 16, puede verse la nueva modelización realizada para el reactor. La estructura de calor con las propiedades del agua que está ilustrada en la Figura 7, fue reemplazada por un volumen (422) y sus estructuras de calor asociadas. Esto es conveniente porque la cantidad de agua en el volumen no es fija como lo era en la modelización anterior.

Se introduce también, para mejorar la simulación de la planta, el sistema de vapor vivo al que se conectan los generadores de vapor. En la Figura 17, puede observarse dicha modelización.

3.1.1 Reactor

En este caso el reactor está modelado por 21 volúmenes y 20 uniones. El flujo entra por la ramas fría (volumen 215). Llega al downcomer (volumen 301) a través del volumen 300. Los volúmenes 301 y 302 están conectados y éste está conectado al núcleo (volumen 303). El flujo sale hacia el plenum superior (volumen 304) y de allí a la rama caliente del circuito primario de refrigeración representada por el volumen 201. El volumen 431 representa al tanque del sistema del moderador. A través del volumen 430, que representa la parte inferior del tanque del moderador, llegan las líneas de retorno del sistema (volúmenes 469 y 569). El tanque del sistema del moderador está ahora 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. La cañería de salida desde el tanque del moderador al resto del sistema del moderador, se representa con el volumen 434. El mecanismo por el cual se tiene en cuenta la ecualización de presión entre el sistema primario de refrigeración y el sistema del moderador, se simula con la unión entre el volumen 432 y el 304.

3.1.2 Sistema de vapor vivo

El Sistema de Vapor Vivo, esta representado por 37 volúmenes y 36 uniones. Este sistema conecta los dos generadores de vapor 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.

3.1.3 Sistema de alimentación de agua del lado secundario

El Sistema de Alimentación de Agua del Lado Secundario, está representado por 16 volúmenes y 15 uniones. Observando en la Figura 17, vemos que 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.

Con estos cambios y agregados el sistema total está representado por 338 volúmenes.

3.2 Estado Estacionario

3.2.1 Resumen de valores comparativos

En la Tabla 2, pueden verse los resultados comparativos entre los valores de diseño, de planta, otros valores obtenidos con RELAP5/MOD2 [3], y los obtenidos con la modelización descripta.

Se desprende de la misma que la temperatura del moderador a la entrada y salida del reactor es muy baja si la comparamos con los datos informados de planta. Comparándolos con los obtenidos con la primera nodalización vemos que la temperatura del moderador a la salida del reactor subió, pero no lo suficiente y aún se encuentra a un 14% por debajo del dato de planta y a un 8% por debajo del valor de diseño. Lo que ha mejorado notablemente en esta nueva modelización son los caudales obtenidos para el refrigerante en el sistema primario y para el moderador.

La baja temperatura obtenida para el moderador, traerá lógicamente consecuencias en los resultados obtenidos en el transitorio en estudio, como veremos más adelante.

3.3 Transitorio

A partir del estacionario obtenido se produce un transitorio 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 generadores de vapor 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 y control manual de la presión de los GVs (simulado por una tabla de alimentación de agua a los GVs)

En las figuras siguientes se muestran y analizan algunos de lo resultados obtenidos y se los compara con datos de la planta cuando ello es posible.

3.4 Resultados obtenidos y su análisis

En la Figura 18, puede verse la curva de potencia térmica. Puede observarse la evolución de la potencia térmica en el estado estacionario y después del SCRAM. Esta cae abruptamente hacia el valor del calor de decaimiento (25 MW).

En las figuras siguientes se muestran algunos resultados obtenidos para el sistema primario. Durante el transitorio, la presión del plenum inferior (Figura 19), 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 20, se verifica lo dicho en relación a la figura anterior: La temperatura es mayor dentro del núcleo.

Se observa en la Figura 21 que se establece un flujo de aproximadamente 235 kg/s, en el núcleo del reactor que coincide con el valor de planta [1].

En la Figura 22 se muestra la evolución de la presión en los conductos de entrada y salida de los GVs y se la compara con la del presurizador. En el estacionario, el presurizador está a mayor presión, pero ésta se iguala a la de los GVs en el transitorio.

En la Figura 23 se observa la evolución temporal de las temperaturas de entrada y salida del GV2 y su comparación con la temperatura de planta. Observamos un valor muy distinto para el estacionario, pero a los 200 s de evolución del transitorio, las temperaturas comienzan a coincidir.

Las Figuras 24 y 25, son equivalentes a las Figuras 22 y 23, pero referidas al GV1. En este caso no tenemos datos de planta para comparar.

En la Figura 26 se aprecia la temperatura de entrada del refrigerante al recipiente de presión. Esta cae de 263^{o}C en el estacionario a 235^{o}C cuando se establece el transitorio estudiado.

En la Figura 27 se grafica la evolución temporal de las diferencias de presiones a través de las bombas principales.

En la Figura 28, se ha graficado la evolución temporal del caudal de agua que pasa por las bombas principales, cuando se alcanza el estacionario y cuando evoluciona el incidente estudiado.

Se observa a partir de la Figura 29, que a pesar que las bombas pierden capacidad de impulsión del refrigerante, circula a través de ellas un caudal del orden de los 120 kg/s, como lo muestran las Figuras 28 y 29. Las bombas se comportan como una turbina impulsada por este flujo, con una velocidad de rotación del orden de los 4 rad/s (38 rpm), lo que demuestra que se establece un flujo de convección natural en el circuito de refrigeración principal del reactor.

Las Figuras 30, 31, 32 y 33 se refieren a resultados obtenidos para el sistema del moderador.

En la Figura 30, se aprecia que la presión del sistema del moderador se mantiene más alta a la entrada que a la salida del recipiente de presión.

La temperatura medida en los mismos puntos que en la Figura 30 se la compara con valores de planta en la Figura 31. Vemos que en la evolución la temperatura de entrada, que es 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 .

En las Figuras 32 y 33, se muestra la evolución de los principales parámetros de las bombas del moderador. En la Figura 32, se grafica la diferencia de presión en las bombas y en la Figura 33, el caudal en las mismas. Como se observa los dos lados no son iguales ya que la planta no es exactamente simétrica. En general siguen el patrón de evolución de los parámetros termodinámicos del primario.

Las figuras siguientes se refieren a resultados obtenidos para el Sistema Secundario.

En las Figuras 34 y 35, se grafica la evolución temporal de los caudales de alimentación de los generadores de vapor y los caudales de vapor derivados hacia el condensador de la turbina. Estos caudales están dominados por la evolución de la potencia térmica del reactor. Al inicio del transitorio en estudio, estos resultados presentan inestabilidades de carácter numérico, que son típicos en este tipo de cálculo

En la Figura 36, se ve la evolución de la presión en los domos de los GVs. Esta se establece alrededor de los 30 kg/cm^2, de acuerdo con la referencia [2].

En la Figura 37 se grafica la evolución temporal de la temperatura en los domos de los GVs. Estas decaen desde los 252^{o}C en el estacionario, hasta los 232^{o}C a los pocos segundos de evolución del transitorio en estudio.

En la Figura 38 se muestran las evoluciones temporales del calor que se transfiere al agua del lado secundario a través de los intercambiadores de calor del sistema del moderador.

En la Figura 39 se indican las evoluciones temporales del calor que se transfiere al fluido del lado del secundario de los GVs.

En la Figura 40, se muestra la evolución temporal del nivel de mezcla del GV1. Este está bien establecido en el estacionario. En cuanto dejan de funcionar las bombas, el nivel del líquido cae.

En las figuras siguientes se muestran algunas comparaciones entre valores obtenidos con las dos modelizaciones distintas y valores de planta.

De la observación de las figuras 41 y 42, surge que la nueva modelización se ajusta de mejor forma con los datos de planta.

4. CARACTERÍSTICAS DE LA MODELIZACIÓN Y EL CÁLCULO

La entrada de datos para la modelización con RELAP5/MOD3.2 de la CNA-I, incluye

338	Volúmenes
360	Uniones
67	Estructuras de Calor
421	Total de Puntos en la Malla

La nodalización emplea: volúmenes y uniones simples, bifurcaciones, tubos, presurizador, estructuras de transmisión del calor, bombas, válvulas, volúmenes y uniones dependientes del tiempo.

Las características de cálculo del transiente fueron

Tiempo de computación	CPU= 49715.3 s
Número de pasos de tiempo	DT= 160909
Número de volúmenes	C= 338
Tiempo real del transiente=	600 s

Factor de eficiencia del código= CPU/ (C x DT)= 0.000914

La computadora usada fue SUN SPARC STATION 10 modelo 51

5. CONCLUSIONES

Se ha desarrollado una modelización completa de la CNA-I, ajustada para RELAP5/3.2.

Se verificó la gran importancia de tener datos muy precisos de planta para cualquier validación parcial. Estos son generalmente difíciles de obtener. La incerteza en los datos de la planta 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. Sin embargo 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. Hubo algunos valores para los que resultó mejor la primera modelización, como lo muestran las temperaturas en el sistema primario a la entrada y a la salida del reactor, en que los valores son un poco más aproximados a los valores de planta, aunque no muy significativamente.

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 verificar la viabilidad de poseer una nodalización apropiada para la CNA-I.

- Predecir la transición desde plena potencia a un régimen de extracción de calor residual.

- Verificar la capacidad de simulación del RELAP5/MOD3.2 en un transitorio de planta partiendo desde el flujo nominal de circulación forzada a plena potencia a uno de circulación natural impulsado por el calor residual.

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 estrictamente las mismas.

- La particularidad de esta planta, impone una simulación detallada de sistemas adicionales no presentes en un PWR típico.

REFERENCIAS

[1] RELAP5/MOD3, K.E. Carlson et al., NUREG/CR-5535, EGG-2596, INELL- 95/0174, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1995.

[2] Condiciones de Refrigeración del Reactor sin Bombas Principales, A. Teyssedou, CNEA, C.N. Atucha, Prot. Trat. 105-79, 1979.

[3] CNA I, Second Heat Sink, Phase I, Final Report, O. Mazzantini y P. Serrano, KWU E4122/92/E2044, diciembre, 1992.

Tabla 1: Comparación de parámetros del estado estacionario con datos de planta y con cálculos previos (primera modelización)

Parámetros	Valores de Diseño	Valores de Planta	Relap5/2 (*)	Relap5/3
Potencia Térmica	1179 MW	1179 MW	1179 MW	1179 MW
Presión en el Primario	(115 ata) 116,5 bar	113,15 bar	113,96 bar	112,38 bar
Temperatura en el Primario a la salida del Reactor	296,1ºC	301,8ºC	301,1ºC	298,4ºC
Temperatura en el Primario a la entrada del Reactor	261,7ºC	266,9ºC	268,7ºC	264,3ºC
Caudal de Refrigerante en el Primario	(20000 t/h) 5555,5 kg/s	6231,35 kg/s	6334,0 kg/s	6375,1 kg/s
Caudal del Moderador	(1400 t/h) 388,9 kg/s	424,03 kg/s	422,0 kg/s	463,0 kg/s
Temperatura del Moderador a la entrada del Reactor	147,7ºC	155,96ºC	191,0ºC	140,83ºC
Temperatura del Moderador a la salida del Reactor	208,6 ºC	219,95ºC	240,0ºC	186,18ºC
Caudal de Vapor en el G.V.	(929 t/h) 258,06 kg/s	260,23 kg/s	259,36 kg/s	254,15 kg/s
Caudal de Alimentación de Agua al G.V.		258,20 kg/s	257,8 kg/s	259,9 kg/s

(*) Datos obtenidos a partir del informe “CNA I, Second Heat Sink, Phase I, Final Report”, Mazzantini & Serrano KWU E412/92/E2044; 21/12/

Tabla 2: Comparación de parámetros del estado estacionario con datos de planta y con cálculos previos (modelización modificada)

Parámetros	Valores de Diseño	Valores de Planta	Relap5/2 (*)	Relap5/3
Potencia Térmica	1179 MW	1179 MW	1179 MW	1179 MW
Presión en el Primario	(115 ata) 116,5 bar	117,0 bar	113,96 bar	114,17 bar
Temperatura en el Primario a la salida del Reactor	296,1ºC	301,8ºC	301,1ºC	297,54ºC
Temperatura en el Primario a la entrada del Reactor	261,7ºC	266,7ºC	268,7ºC	262.97ºC
Caudal de Refrigerante en el Primario	(20000 t/h) 5555,5 kg/s	6231,35 kg/s	6334,0 kg/s	6251,2 kg/s
Caudal del Moderador	(1400 t/h) 388,9 kg/s	424,03 kg/s	422,0 kg/s	425,36 kg/s
Temperatura del Moderador a la entrada del Reactor	147,7ºC	155,96ºC	191,0ºC	140,83ºC
Temperatura del Moderador a la salida del Reactor	208,6ºC	219,95ºC	240,0ºC	192,64ºC
Caudal de Vapor en el G.V.	(929 t/h) 258,06 kg/s	260,23 kg/s	259,36 kg/s	263,18 kg/s
Caudal de Alimentación de Agua al G.V.		258,20 kg/s	257,8 kg/s	26013 kg/s

(*) Datos obtenidos a partir del informe “CNA I, Second Heat Sink, Phase I, Final Report”, Mazzantini & Serrano KWU E412/92/E2044; 21/12/92.

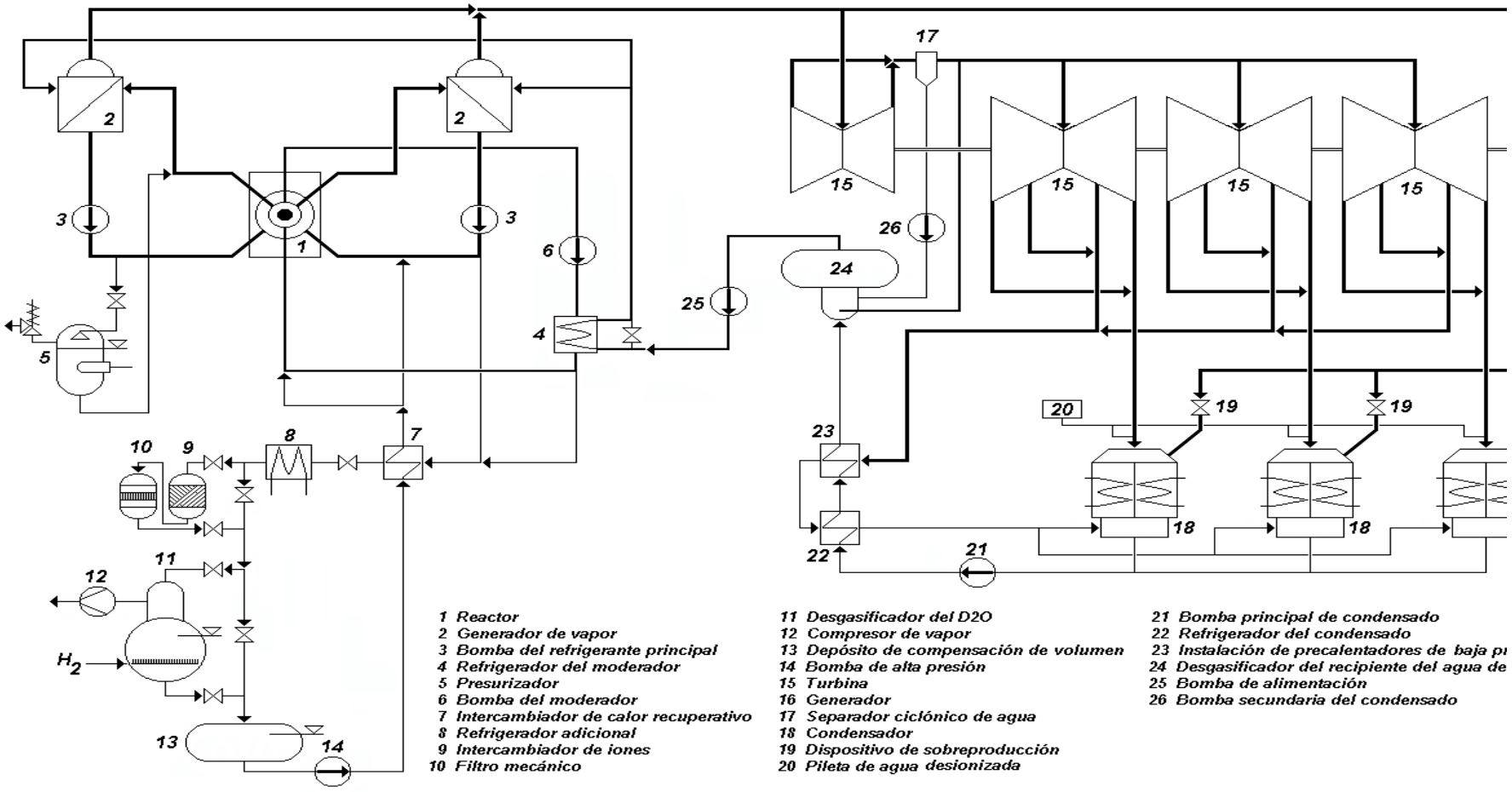


Figura 1. Central Nuclear Atucha I

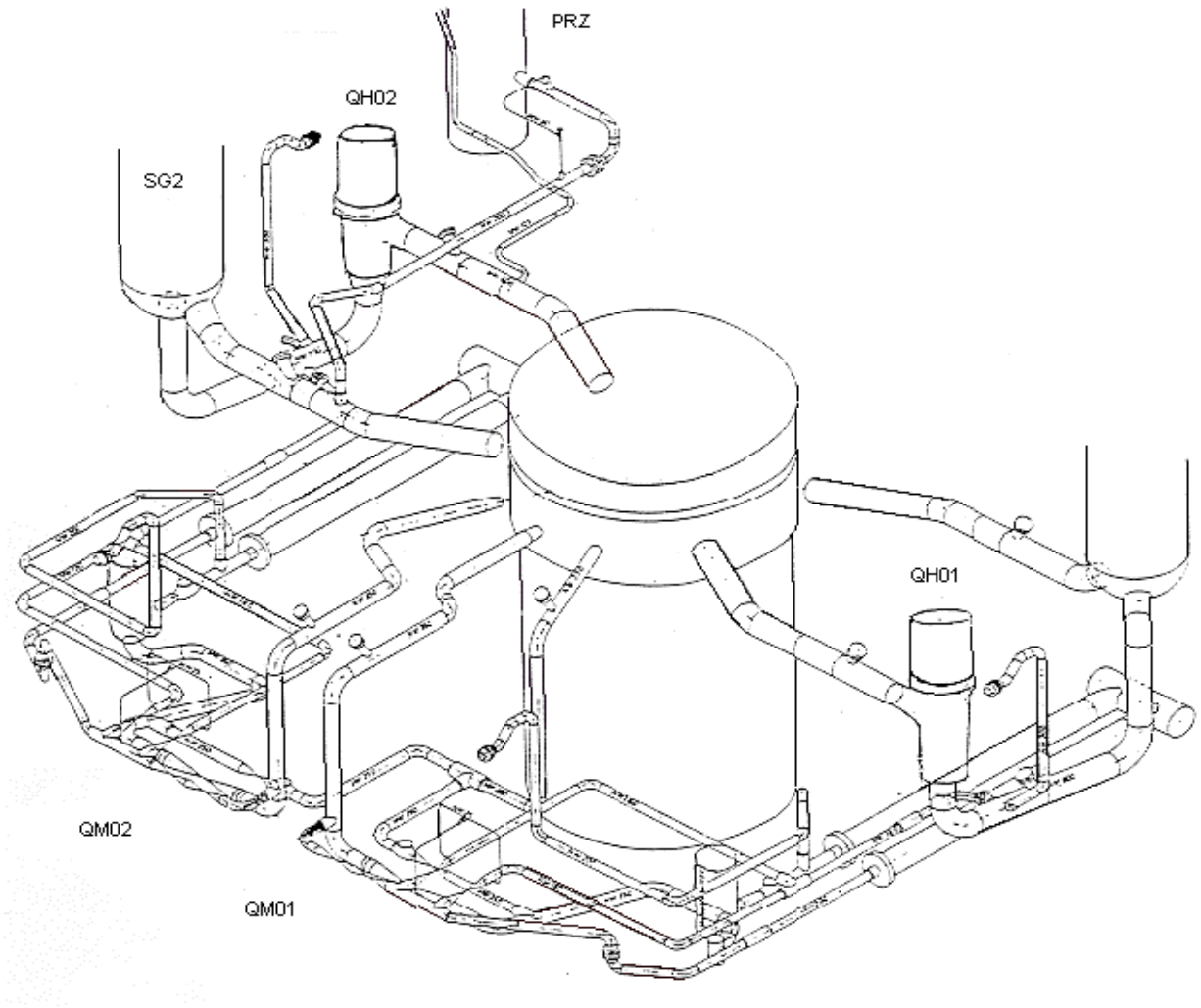


Figura 2. Sistema de refrigeración principal de la CNA-I

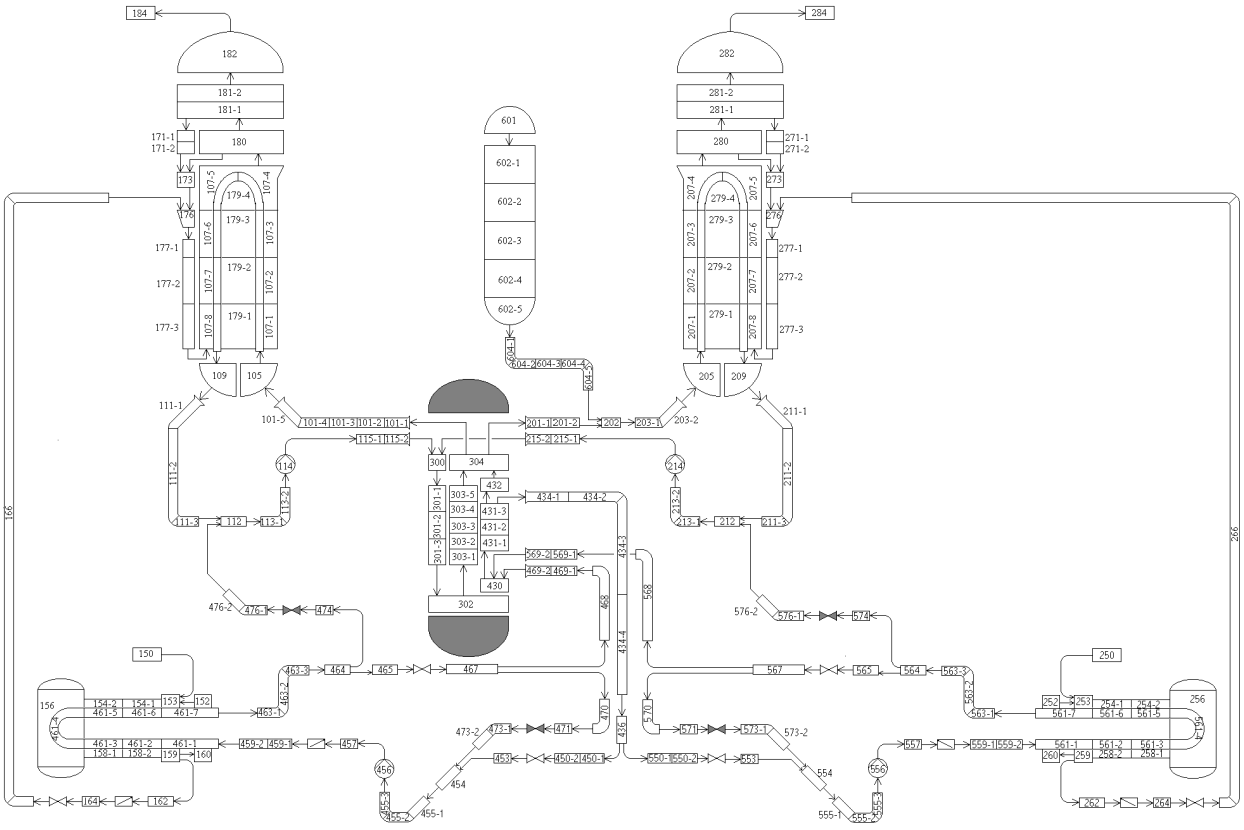


Figura 3. Nodalización de la CNA-I en base a RELAP5-3.2.

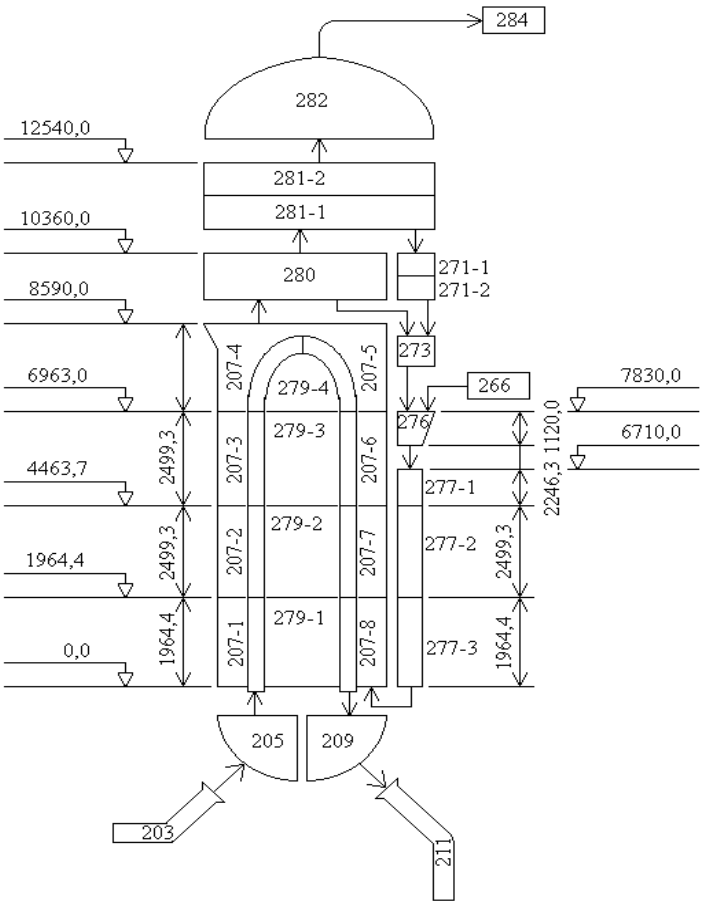


Figura 4. Nodalización utilizada en la modelización de los GVs

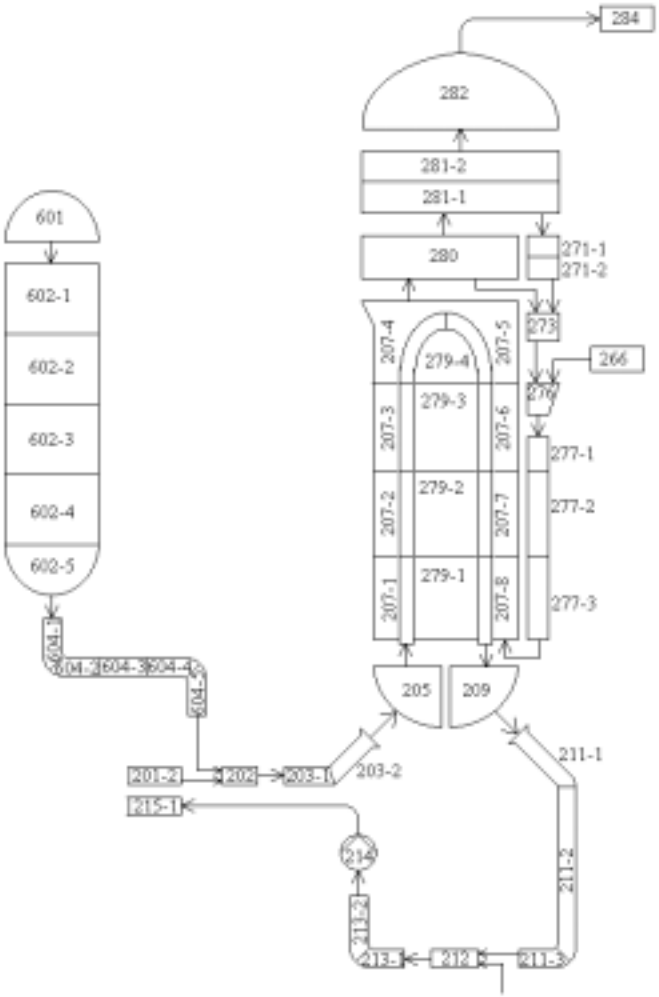


Figura 5. Nodalización utilizada en la modelización del GV, unido al presurizador

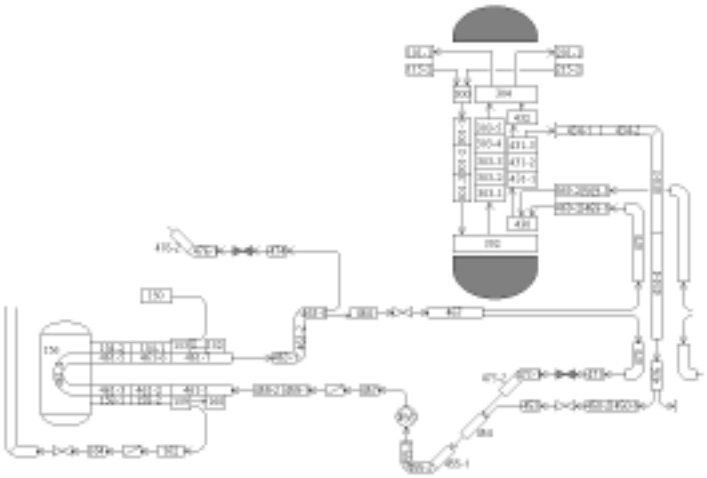


Figura 6. Nodalización utilizada en la modelización del reactor y el sistema del moderador

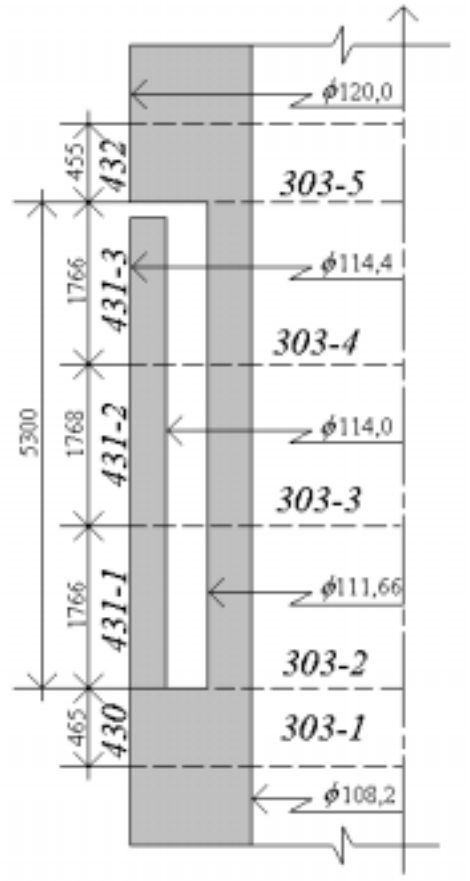


Figura 7. Esquema de la geometría involucrada en la transferencia de calor entre canales combustibles y el tanque del moderador

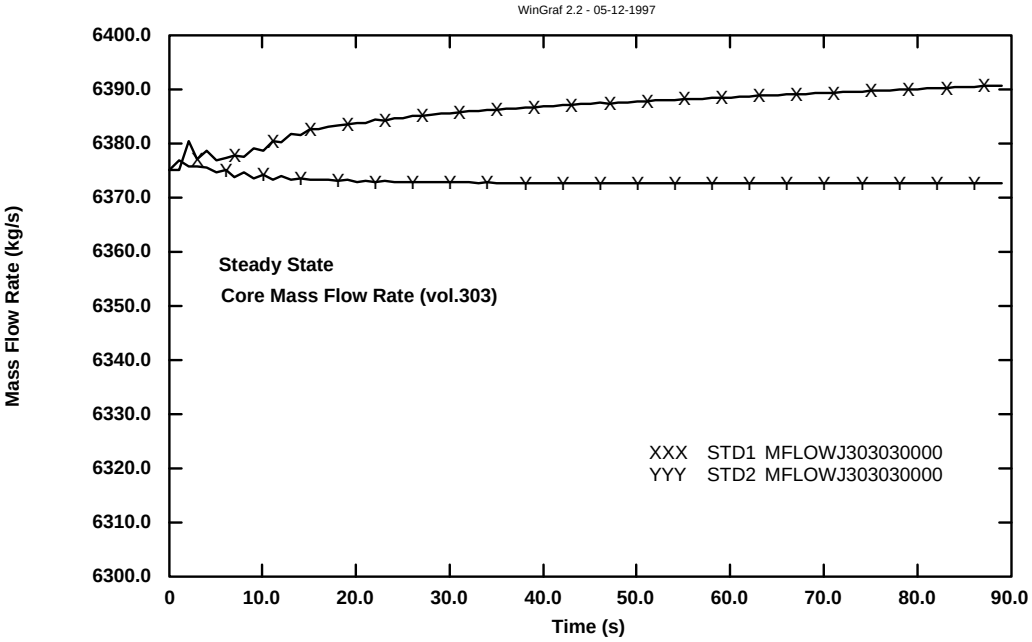


Figura 8. Caudal en el núcleo (Sistema Primario)

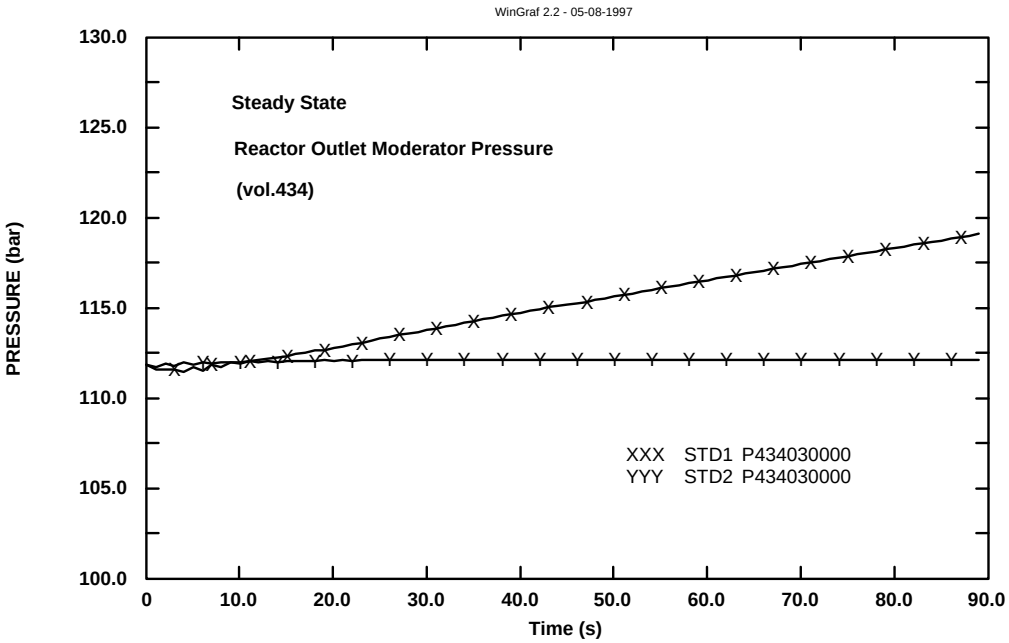


Figura 9. Presión del moderador a la salida del reactor (vol. 434)

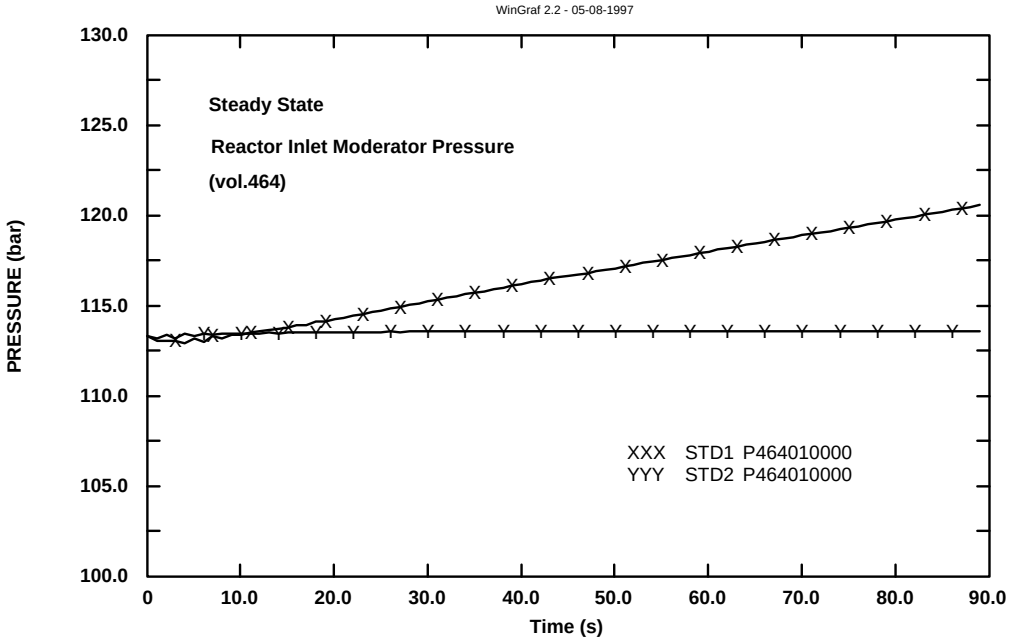


Figura 10. Presión del moderador a la entrada del reactor (vol. 464)

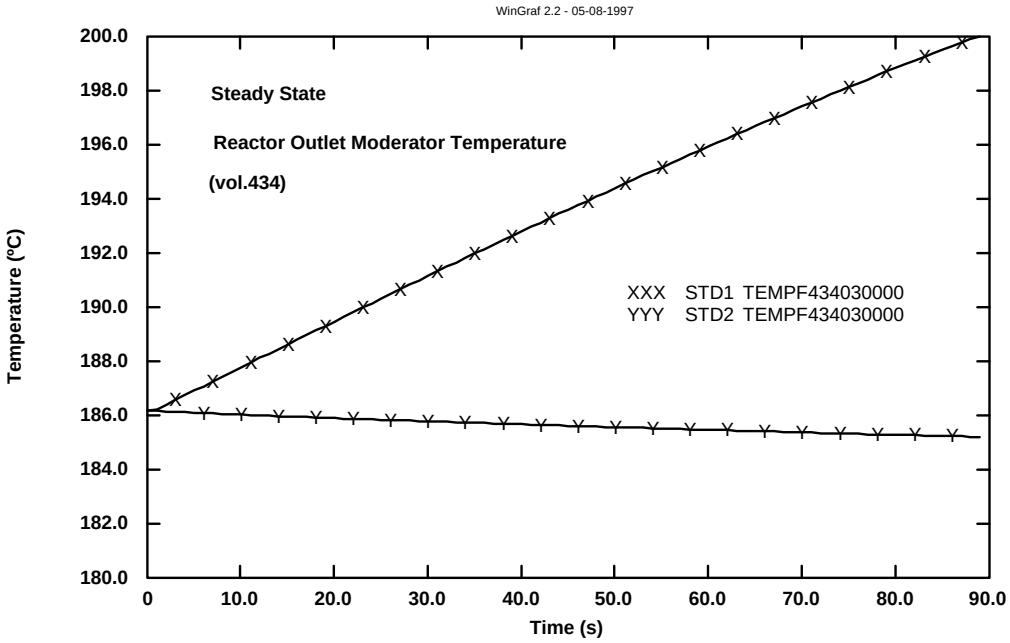


Figura 11. Temperatura del moderador a la salida del reactor (vol. 434)

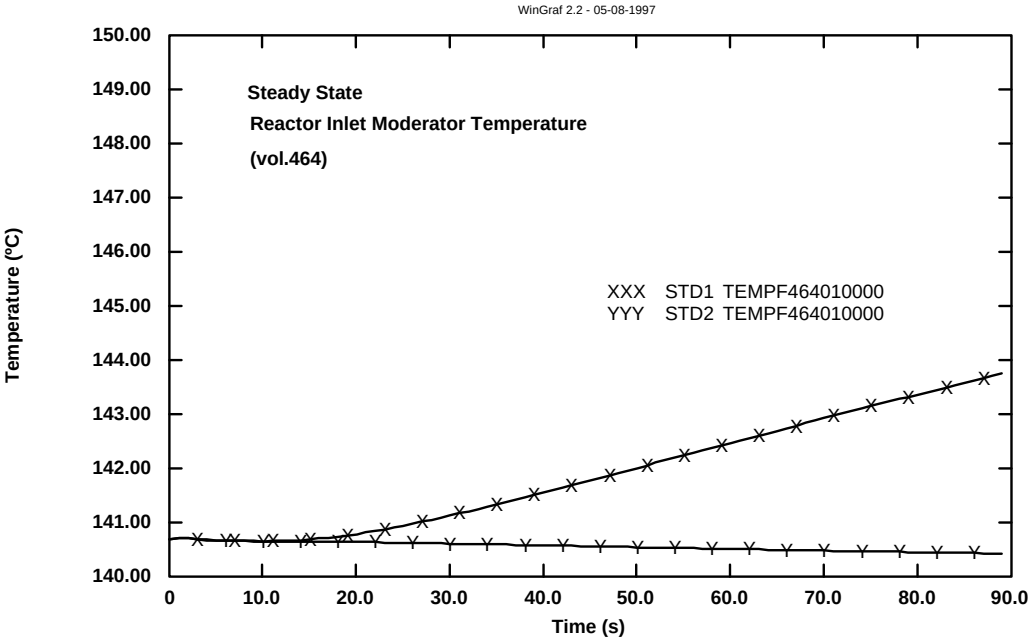


Figura 12. Temperatura del moderador a la entrada del reactor (vol. 464)

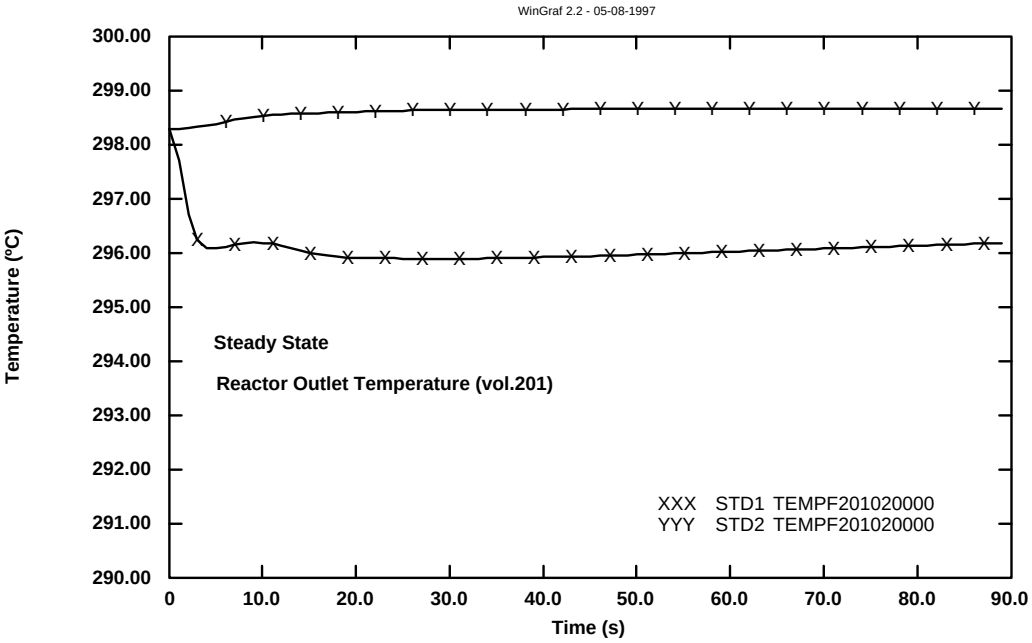


Figura 13. Temperatura a la salida del reactor (vol. 201)

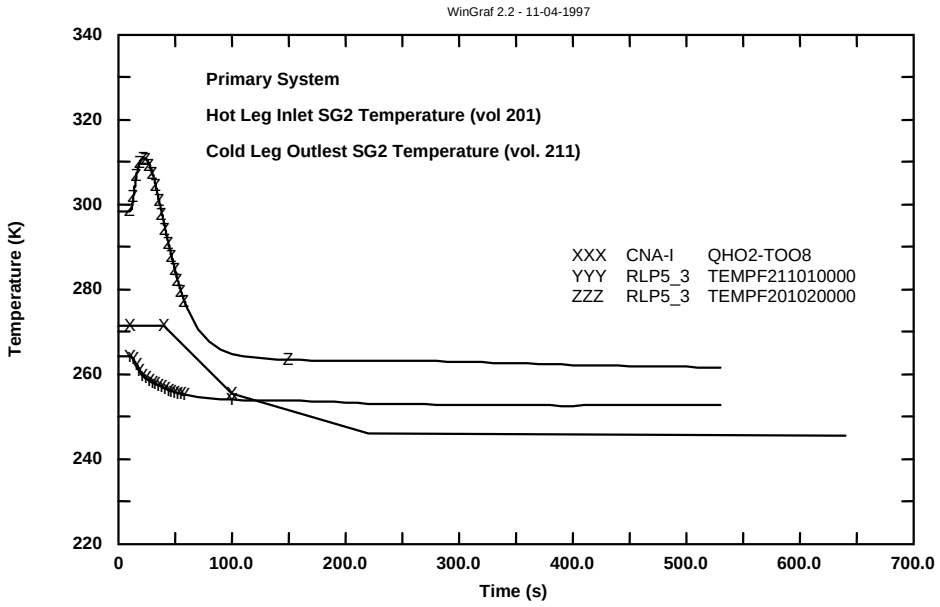


Figura 14. Sistema Primario. Temperaturas de entrada y salida al GV2 (vols. 201 y 211)

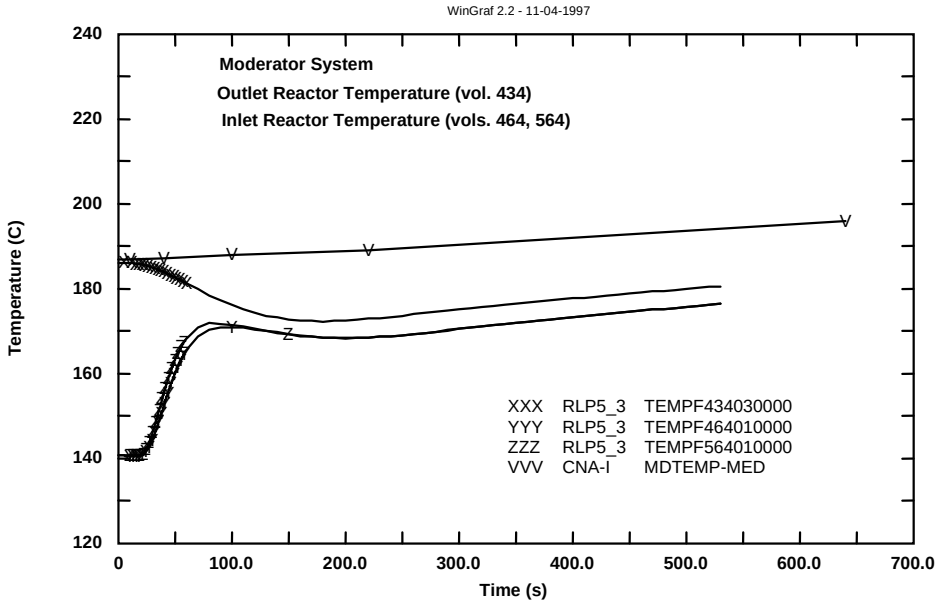


Figura 15. Sistema del Moderador. Temperaturas de entrada y salida al reactor (vols. 464, 564 y 434)

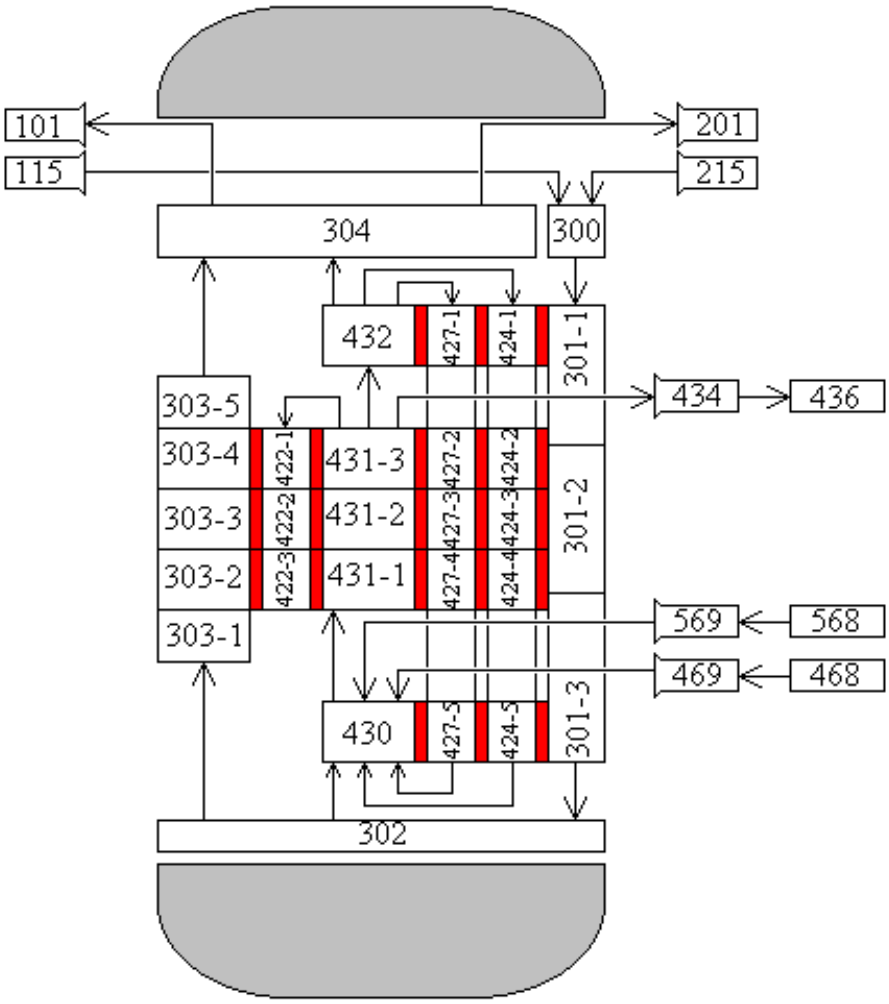


Figura 16. Modelización modificada del reactor

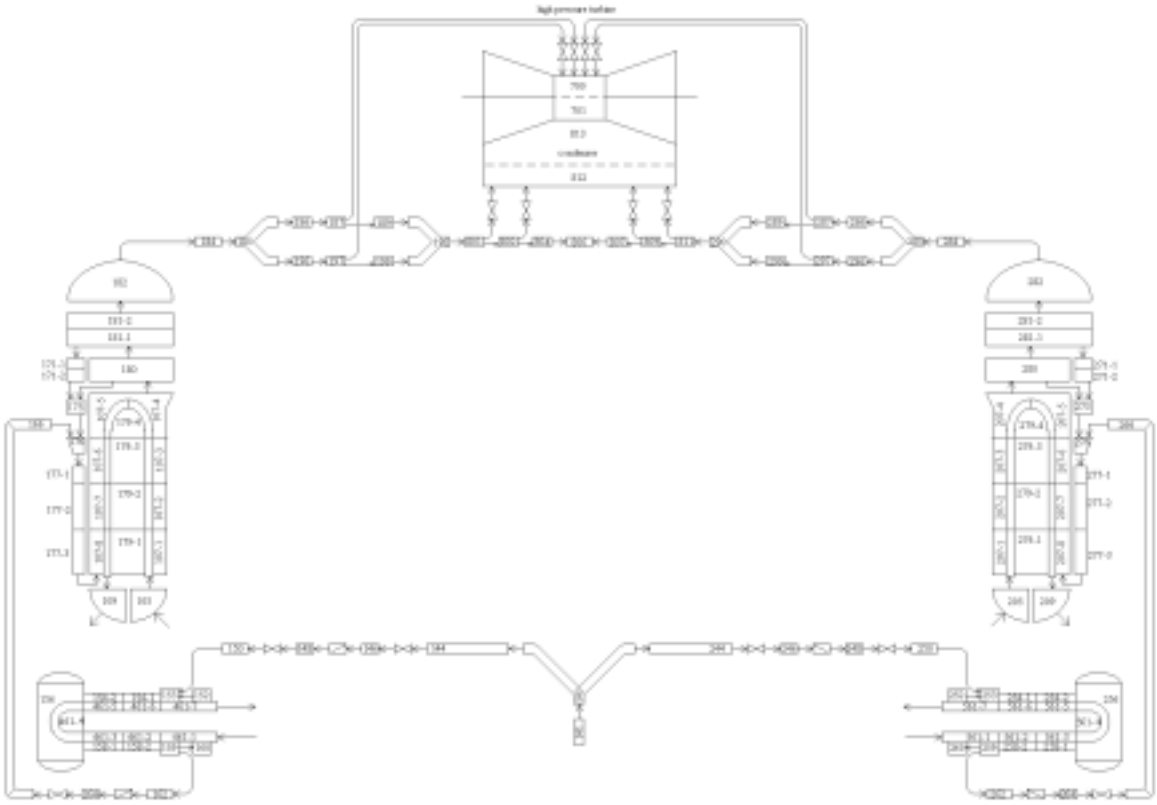


Figura 17. Modelización del sistema de vapor vivo y del sistema de alimentación de agua del lado secundario

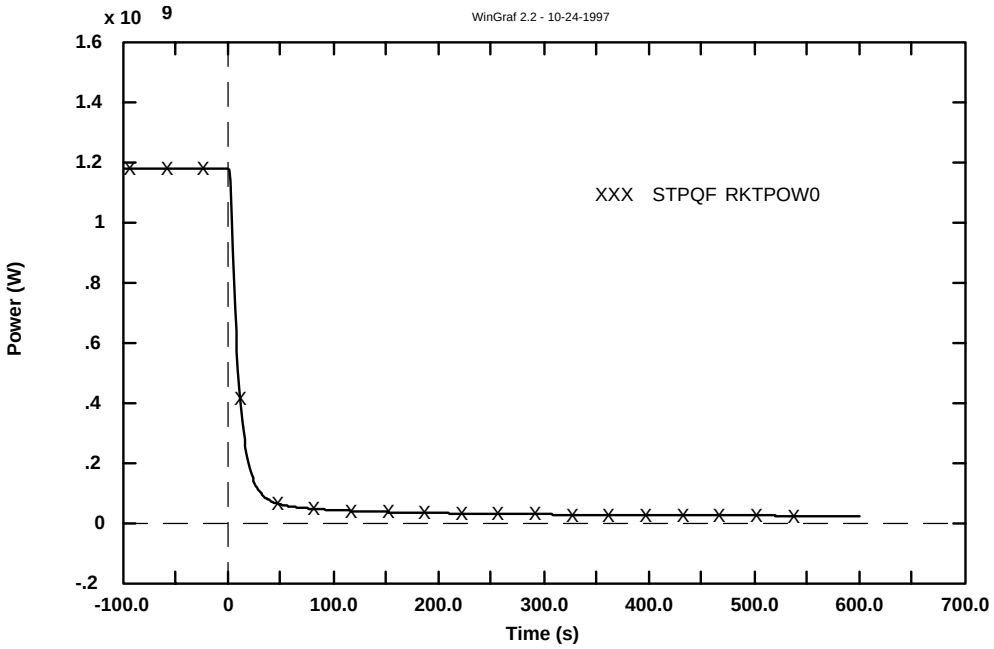


Figura 18. Potencia térmica

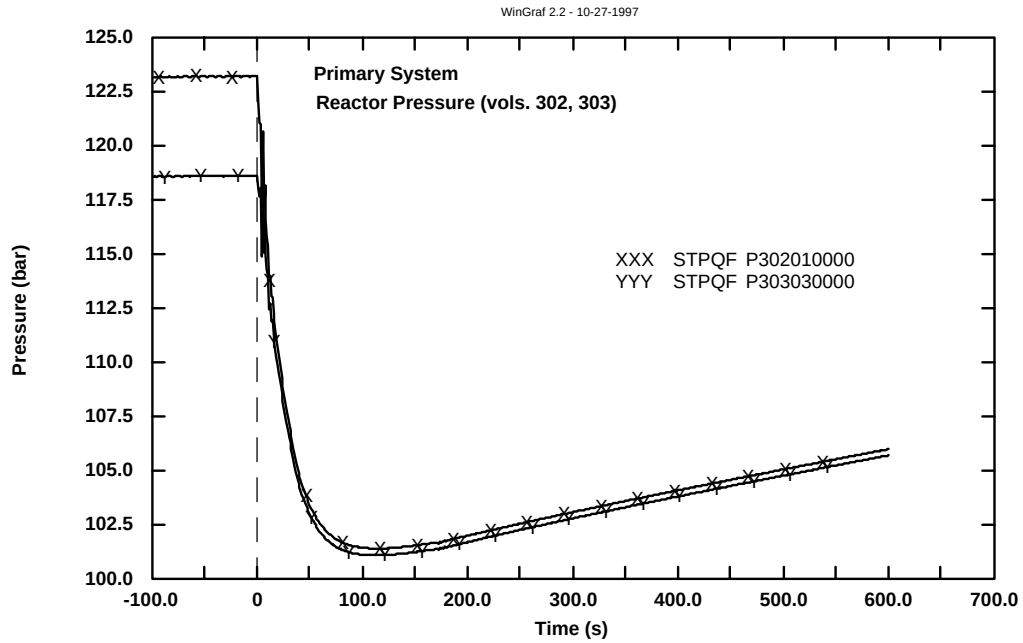


Figura 19. Presión en el plenum inferior y en el núcleo

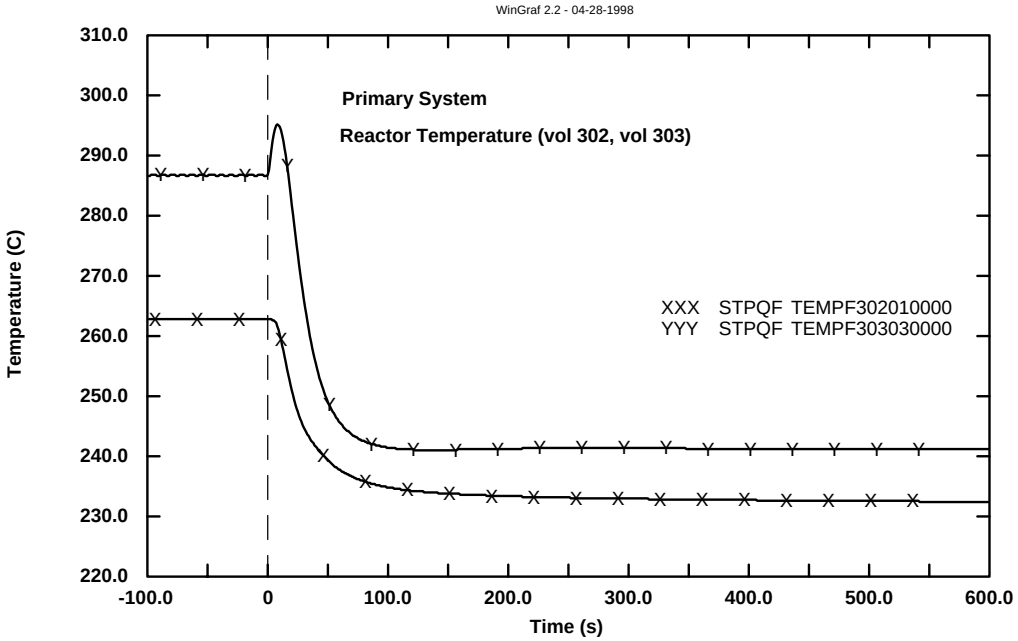


Figura 20. Temperatura en el plenum inferior y en el núcleo

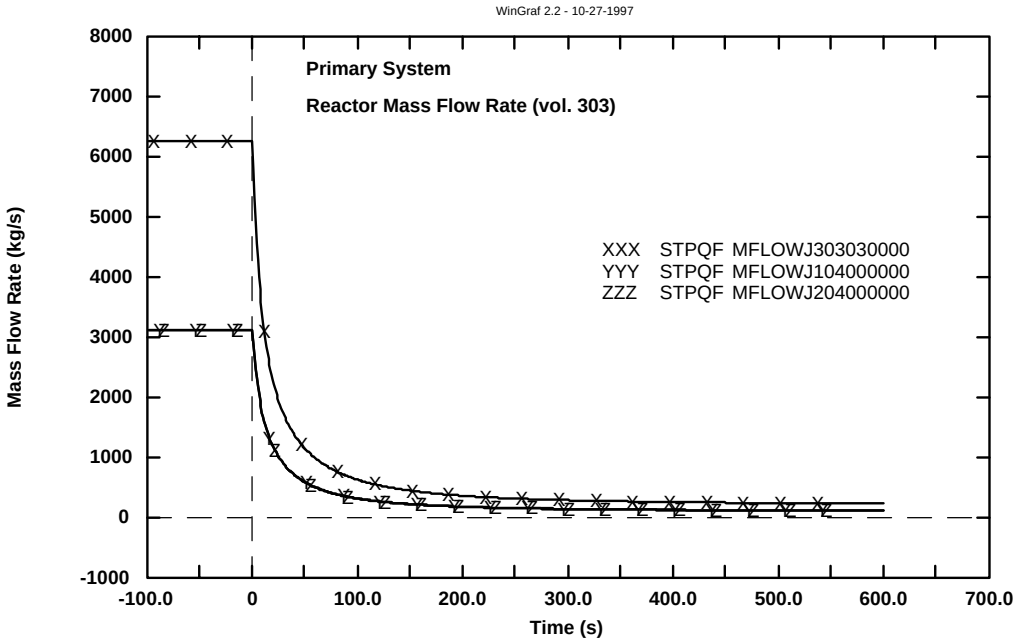


Figura 21. Caudal en el núcleo y en las ramas calientes del sistema de refrigeración

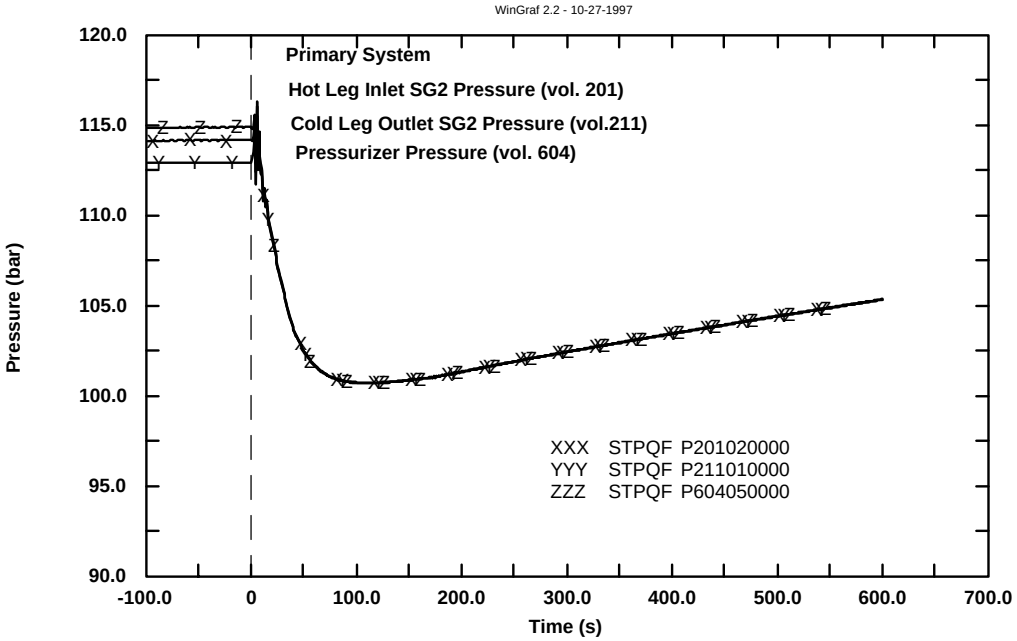


Figura 22. Presión a la entrada y salida de los GVs y presión en el presurizador

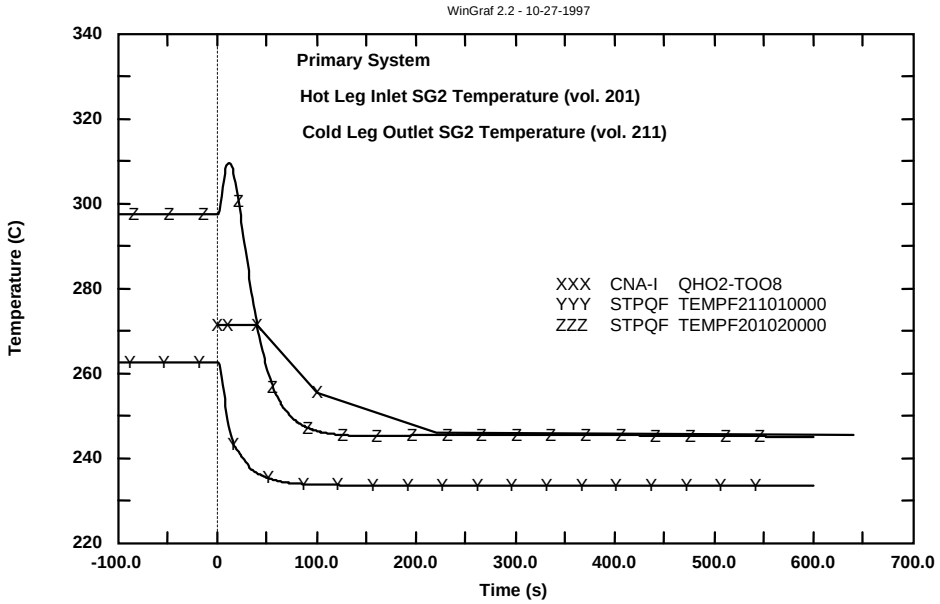


Figura 23. Temperatura de entrada y salida en el GV2, comparadas con valores de planta

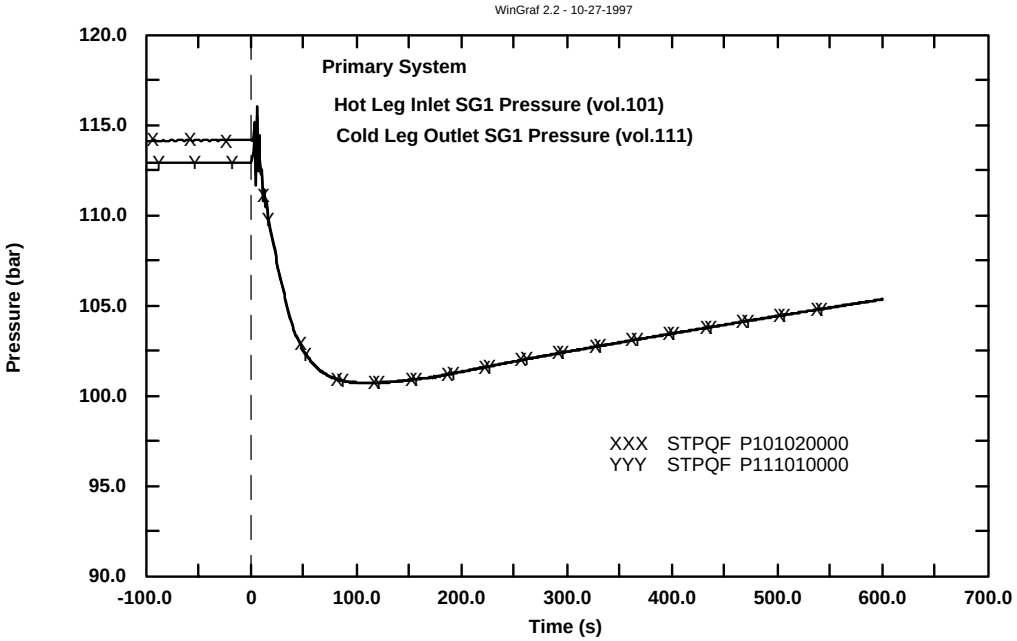


Figura 24. Presión a la entrada y salida del GV1

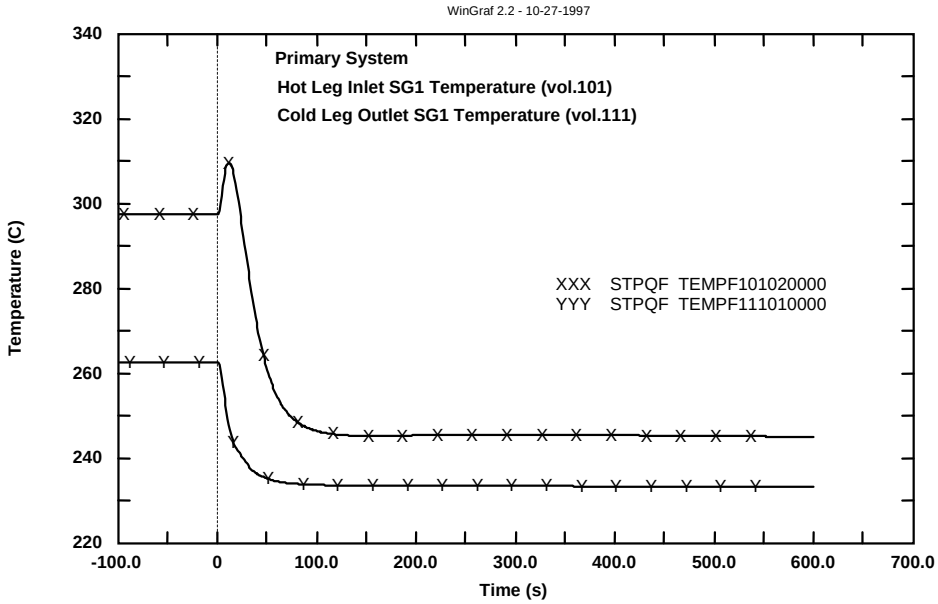


Figura 25. Temperatura a la entrada y salida del GV1

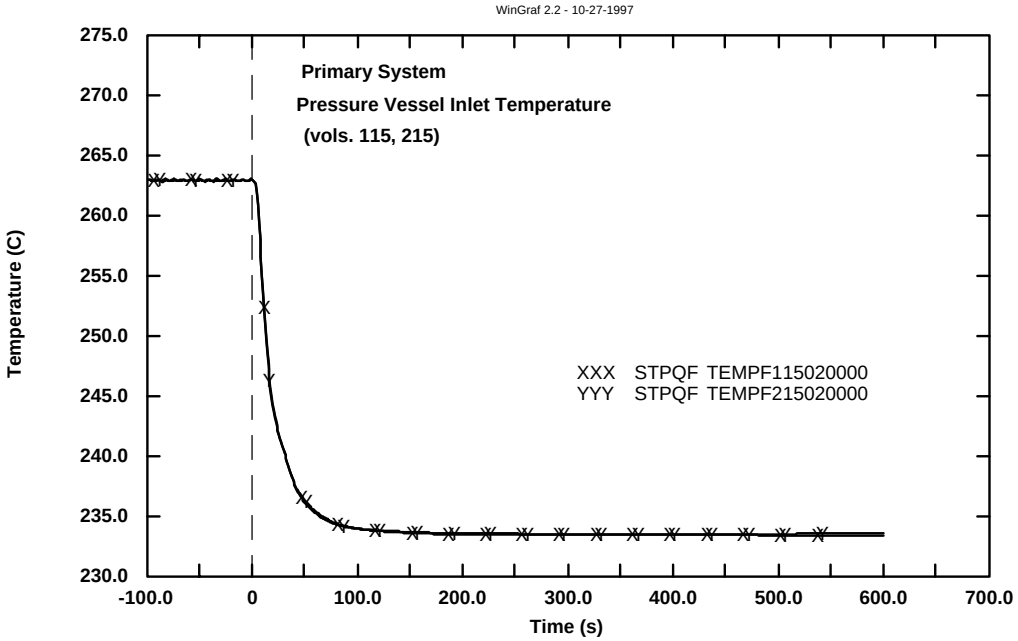


Figura 26. Temperatura de entrada al recipiente de presión

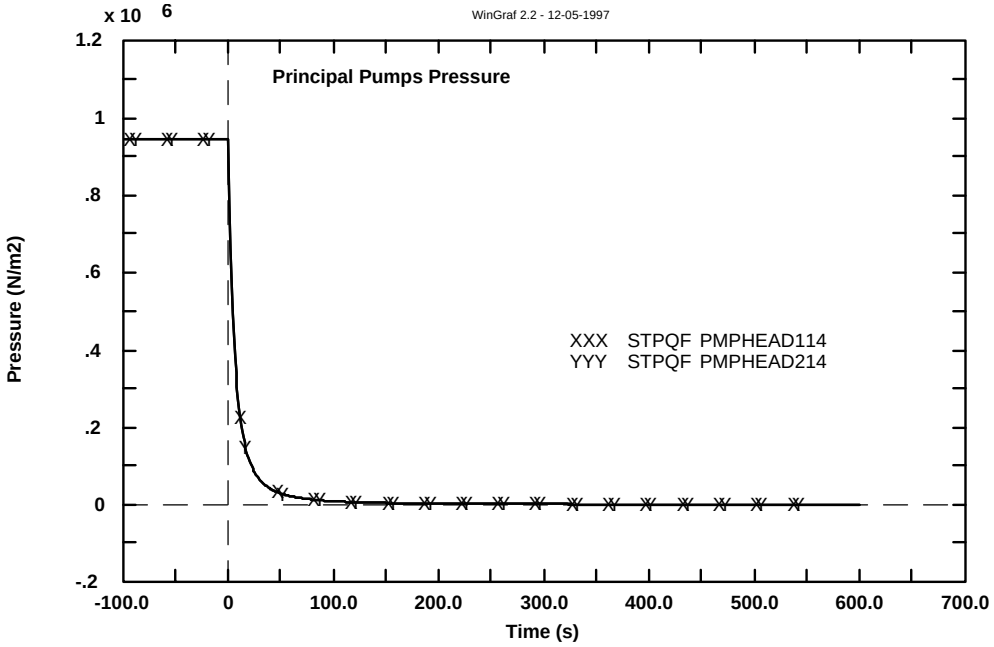


Figura 27. Presión en las bombas principales

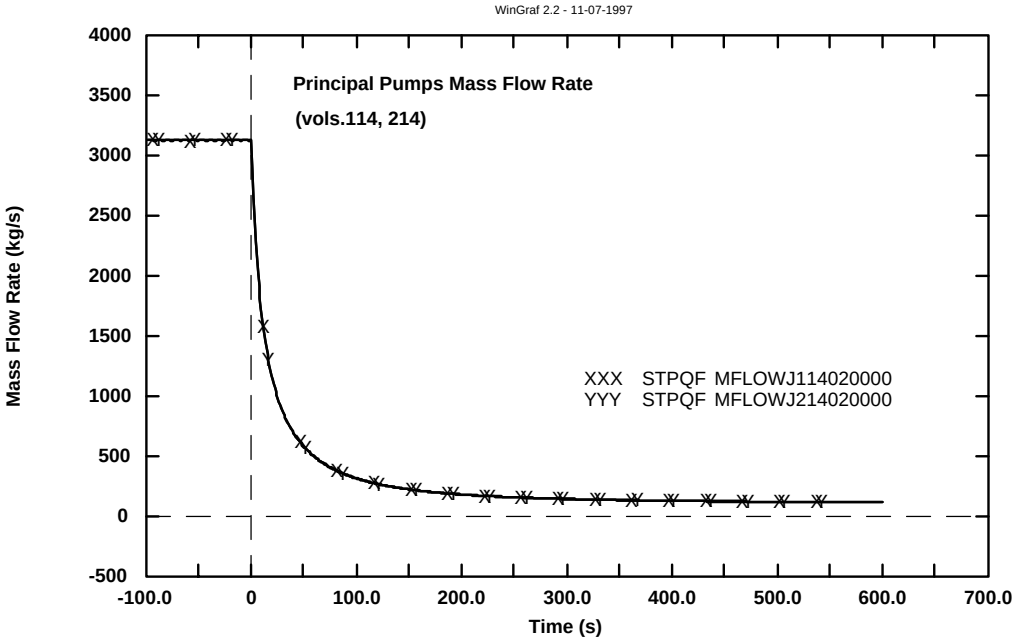


Figura 28. Caudal a través de las bombas principales

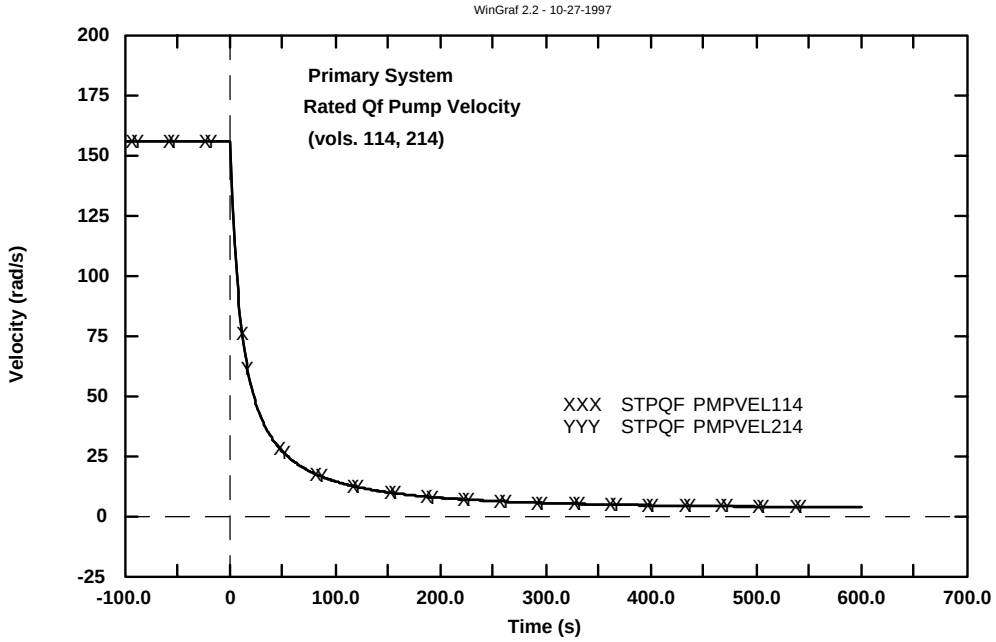


Figura 29. Velocidad de rotación de las bombas principales

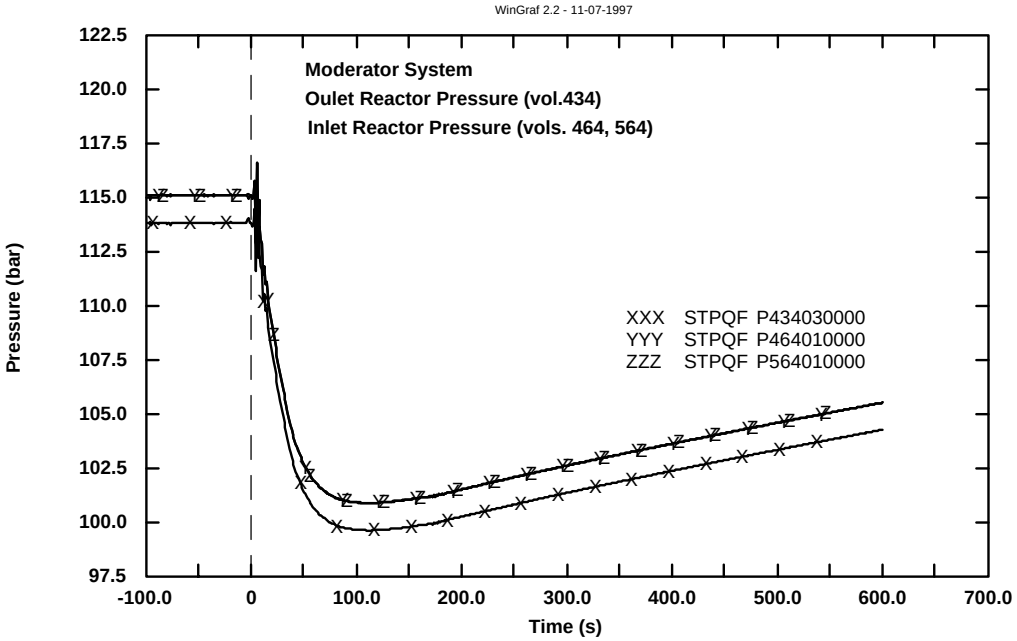


Figura 30. Presión del moderador a la entrada y salida del recipiente de presión.

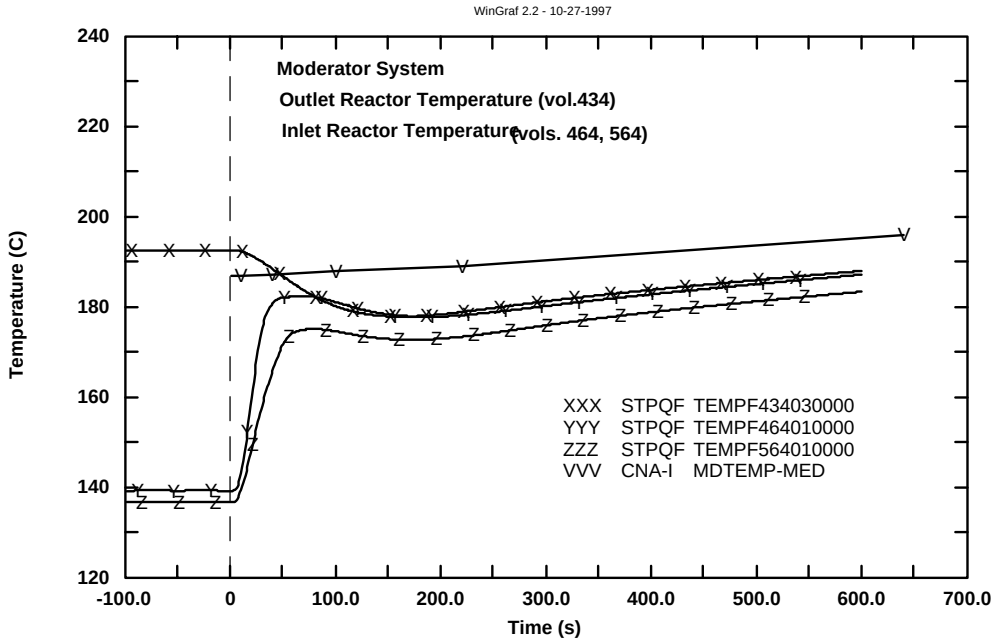


Figura 31. Temperatura del moderador a la entrada y salida del recipiente de presión.

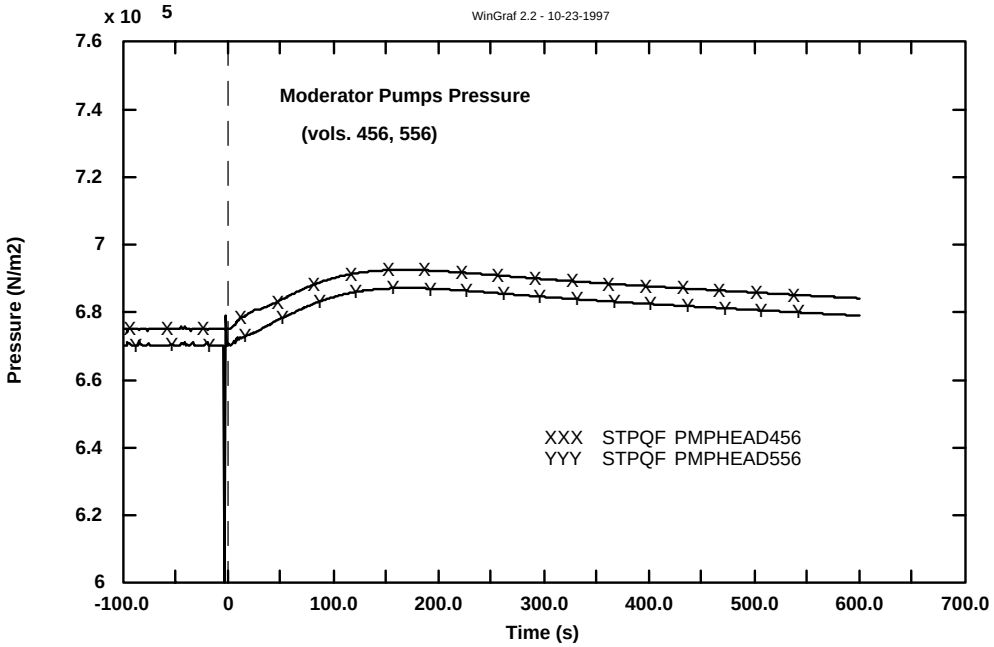


Figura 32. Presión en las bombas del moderador

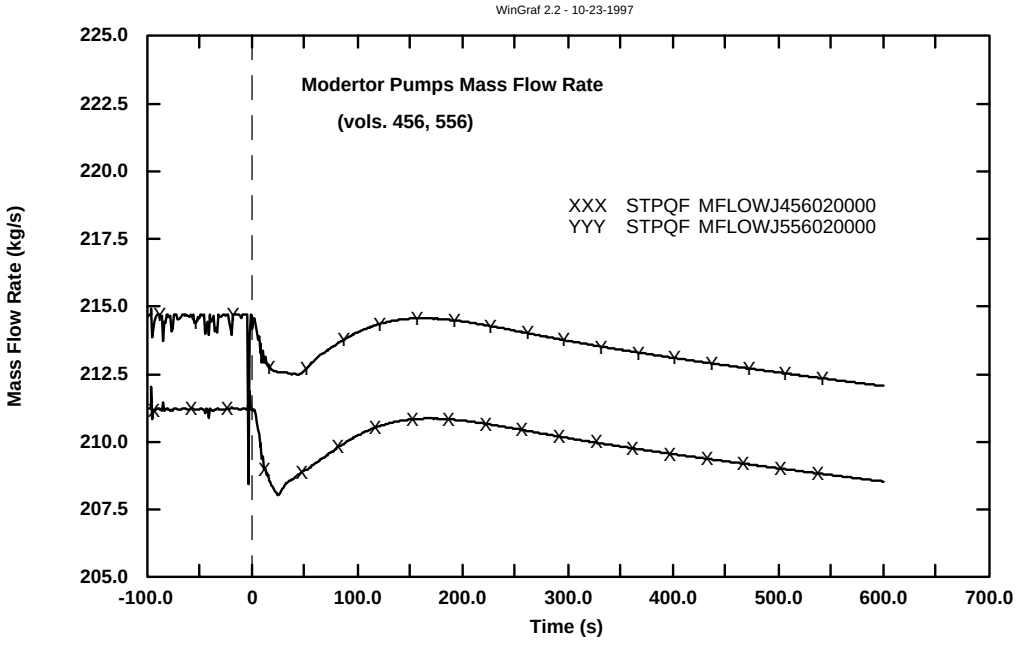


Figura 33. Caudal de agua en las bombas del moderador

Spectroscopic Verification of Fuel Bundles at Embalse Using CdZnTe

Bonino, A.D.; Grassi, E.A.; Mercer, D.J.; Ianakiev, K.D.;
Prettyman, T.H.; Lestone, J.P. and Bosler, G.E.

Presentado en: 6th International Conference on Facility Operations Safeguards Interface –
American Nuclear Society Topical Conference,
Jackson Hole, EE. UU., 20-24 setiembre 1999

SPECTROSCOPIC VERIFICATION OF FUEL BUNDLES AT EMBALSE USING CdZnTe

Bonino, A.D., Grassi, E.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Mercer, D.J.; Ianakiev, K.D.; Prettyman, T.H.; Lestone, J.P. and Bosler, G.E.

Los Alamos National Laboratory
USA

ABSTRACT

The Central Nuclear Embalse is a Candu-6 nuclear power station in Argentina. In support of the International Atomic Energy Agency plan to implement remote monitoring at this site, we have developed and tested a prototype underwater spent-fuel verification system based on coplanar-grid cadmium-zinc-telluride (CdZnTe) technology. The system uses the ^{137}Cs gamma ray signature, and is designed for minimal interference to the operator and eventual unattended operation. Test results suggest that the method is very likely to succeed.

I. INTRODUCTION

The Central Nuclear Embalse (CNE) power station is monitored for nuclear safeguards reasons by the Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), the Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC), and by the International Atomic Energy Agency (IAEA). One particular activity that is monitored is the transfer of spent-fuel bundles from the station's cooling pond to long-term dry storage silos.

The transfer process is observed by on-site inspectors and by a remote monitoring system that is still under development.[1,2] The remote monitoring system is the product of cooperation between the IAEA, ARN, the U.S. Department of Energy (DOE), and several U.S. national laboratories and commercial companies. In addition to video surveillance, six detector nodes (D1-D6) monitor radiation signatures of the spent fuel, and provide continuity of knowledge during the transfer process.

The first link in the detector chain is D1, which must verify each individual bundle transferred from an underwater storage tray to a 60-bundle transfer basket. The current D1 detector was constructed by ARN and has been in operation since May 1998. The IAEA does not approve of the current D1 design for the following reasons:[3]

> "Detector D1 registers only gross gamma radiation levels. Gross gamma levels are meaningless in a bay where Co-60 sources are handled. A possible solution would be either taking a gamma spectrum or an additional neutron detector.
>
> Second, D1 is attached to the movable handling tool…there is no assurance that only this particular tool is used for loading bundles into the basket…thus a defective basket load can be generated (overloaded or partly loaded or loaded with dummies) with no chance of detection."

As a temporary remedy, two of the 60 bundles are selected randomly by an attendant IAEA inspector, and the ^{137}Cs gamma-ray peak is verified for each using an underwater cadmium-telluride (CdTe) detector in a manually operated spectroscopy system. The prominent 662 keV gamma rays from ^{137}Cs are a distinctive signature of spent fuel.

ARN bears the primary responsibility for D1. Los Alamos and ARN are cooperating in the development of an acceptable replacement. We originally proposed a fixed-position neutron and gamma detector, similar to a standard “fork” detector. CNE rejected this proposal in April 1999, presumably because it would impose operational delays (bundle trajectory must be modified, including a pause) and a risk of collision.

Another possibility is a fixed-position underwater gamma spectroscopy system. In May 1999 we installed and tested a prototype of such a system, hoping to collect enough data to design a more permanent replacement for D1.

II. DESIGN CONSTRAINTS

A gamma spectroscopy system that replaces D1 must meet the following design constraints. These are based on our understanding of the needs of the IAEA and CNE.

- Must verify presence of the 662 keV gamma ray peak from ^{137}Cs.
- Must be sensitive to fuel with 4500–10000 MWd/tU burnup and 5–8 years cooling.
- Must be compatible with existing IAEA data management system.
- Must be placed in a fixed position in the fuel-cooling pond.
- Must not extend higher than the rim of the transfer flask (safety issue).
- Must impose minimal operational delays to CNE during fuel transfers.
- Must not interfere with CNE maintenance operations.

These constraints can be met using upward-looking cadmium-zinc-telluride (CdZnTe) detectors. CdZnTe technology has been used by the IAEA for fuel verification for several years, and is easily capable of resolving the ^{137}Cs signature. These detectors have excellent energy resolution and long-term stability. The resolution can be improved further using coplanar grid technology.[4]

In order to minimize interference with operations, the most reasonable location for these detectors is between the underwater turning table and the transfer flask. Space is very limited in this location, and the Compton gamma-ray background from bundles on the table or in the flask could be large. A minimum of two detectors will be needed to verify every bundle with a minimum of change to the transfer trajectory. Figure 1 shows possible locations for the detectors in the basket loading area of the Embalse cooling pond.

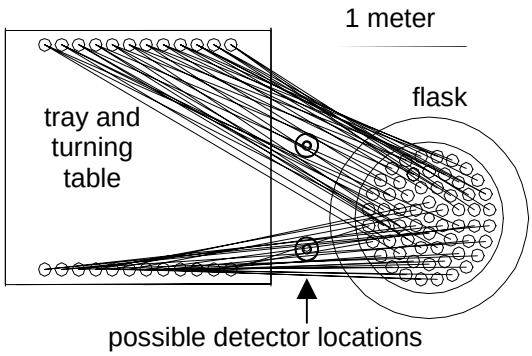


Figure 1. Schematic of the basket loading area. The turning table raises the 24 bundles in each cooling tray to an upright position. A grappling tool is then used to transfer them to a 60-bundle flask. Trajectories (shown as straight lines) are only approximate.

The last constraint reflects the preventative maintenance needs of CNE, including removal of the underwater “turning table” for gasket replacement, and also the potential need to recover dropped items from the pool bottom. Current ARN designs include a pivot to swing the detector system out of the way.

III. PROTOTYPE HARDWARE

Components of the prototype system are described below. The detector is a coplanar-grid design developed at Los Alamos, and commercially available from eV Products. It has dimensions 5 mm × 10 mm × 10 mm. An improved modern replacement for this product is a cylindrical coplanar grid design, 5 mm thick × 10 mm diameter, and will be used in future work. Preamplifiers were supplied by eV Products, and the preamplifier capsule is a custom Los Alamos design, which includes mechanical shock protection and a tungsten back shield. Figure 2 shows the detector (small black rectangle near the left end) and capsule.



Figure 2. CdZnTe detector mounted in the partially disassembled preamplifier capsule. Scale is inches.

Operating bias for the detector is –800 V, with a grid differential bias of 30 V. Figure 3 shows a spectrum collected with this detector and a ^{137}Cs source. Full-width at half-maximum (FWHM) resolution of the 662 keV peak is 1.65%, which is very good for a CdZnTe detector, and about 4× better than a NaI detector. More typical resolution for a detector of this type would be 2.0%.

The preamplifier capsule was wrapped in 0.4 mm copper foil (to mitigate x-rays) and bubble wrap (shock protection). The top face of the detector was shielded by 7.5 mm of Pb, 2 mm of Cd, and 0.4 mm of Cu. This capsule was then placed inside a stainless steel watertight canister, with wall thickness of 1.7 mm and outside diameter of 46 mm. Flexible plastic tubing provided protection for the bias and signal cables.

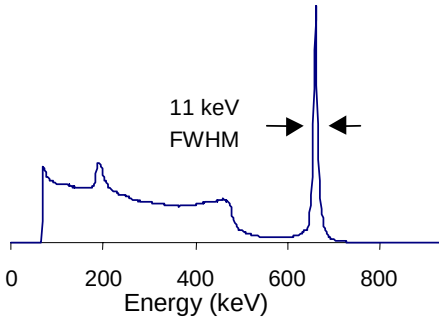


Figure 3. Spectrum collected with the coplanar-grid CdZnTe detector under laboratory conditions.

A collimator/stand was constructed of stainless steel, and Pb with stainless steel cladding, as shown in Figure 4. The collimator has in inner diameter of 5 cm and an outer diameter of 20.3 cm. When assembled, the height of the top of the collimator above the floor of the pond was 70 cm, safely below the rim of the underwater transfer flask. Detector acceptance was an upward-looking cone with half-angle of about 45°. The collimator and detector are shown in their installed location in the pond in Figure 5.



Figure 4. Collimator/stand and detector in watertight canister.
The stand legs were adjusted to maximum height before installation.

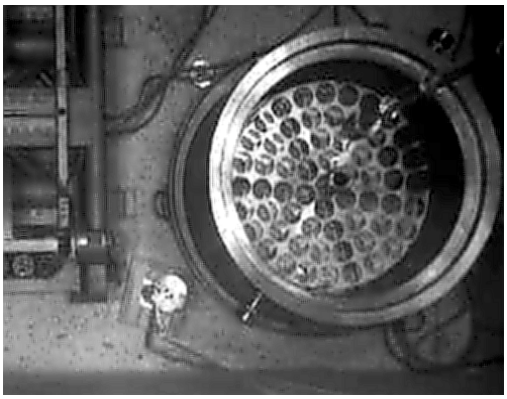


Figure 5. Detector (indicated by arrow) installed in the Embalse pond.
Photo courtesy of IAEA.

Two different multichannel analyzers (MCAs) were used. One was a “1kMCA,” a Los Alamos design that has significant programmable processing capability, and is used in remote monitoring applications. This MCA was demonstrated at CNE but was used for only a small portion of the data. The second MCA instrument was an Ortec DART, used for a majority of the data acquired. During typical operations, a 256-channel spectrum was downloaded from the DART every 10 seconds. Both the 1kMCA and the DART provided detector bias and preamplifier power.

The hardware geometry was designed such that the gamma-ray flux would approach the maximum tolerance of the detector and amplifier when viewing a 10000 MWd/tU bundle with 5 years of cooling. High-rate amplifier throughput is an important consideration in this application because the bundles are viewed by the detector for only a short period of time as they pass overhead, and adequate statistics must be collected in this limited time. Both the 1kMCA and the DART were

adequate in terms of throughput, although the 1kMCA performance was somewhat better. At very high flux the CdZnTe detector "polarized" and effectively switched off. Newer detector designs are more tolerant of high flux.

IV. RESULTS

The prototype system was installed in the Embalse cooling pond May 3-6, 1999, during which time fuel transfer operations were in progress. Some data were collected with the assistance of the CNE operator to study the response of the detector to various geometric conditions, but the majority of data were "parasitic," collected during normal transfer operations. In all cases the bundles were held vertically, the only orientation possible with CNE's grappling tool.

A full spectrum collected under typical conditions is shown in Figure 6. The ^{137}Cs region of interest is shown. This fuel bundle had about 7500 MWd/tU burnup and had cooled for approximately six years.

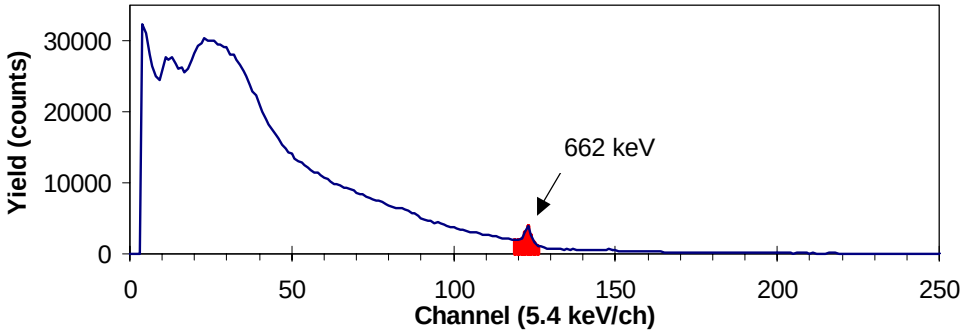


Figure 6. Spent fuel spectrum collected at Embalse.
Bundle was viewed from the bottom through 30 cm of water.

It important that net area of the peak rather than gross counts in the region of interest are used. Background from Compton scattering in the water dominates the spectrum, and can corrupt the measurement. Net area was computed using a simple formula:

$$\sum_{i=119}^{126} G_i - 0.8 \times \left(\sum_{i=113}^{117} G_i + \sum_{i=128}^{132} G_i \right)$$

where G_i is the number of gross counts in channel *i.* The peak centroid is at channel 122, and the first sum includes the peak. The other two sums are used for a linear background subtraction. Although an ambient background can be deduced from measurement history of the net area and subtracted also, this was demonstrated to be unnecessary.

We explored the response of the detector to horizontal and vertical displacements of the fuel bundle. Nominal vertical displacement (distance from bottom of the bundle to top of the detector) is 30 cm and was found to be appropriate. Results from the horizontal displacement study are shown in Figure 7. The bundle is clearly visible with a horizontal displacement up to 50 cm.

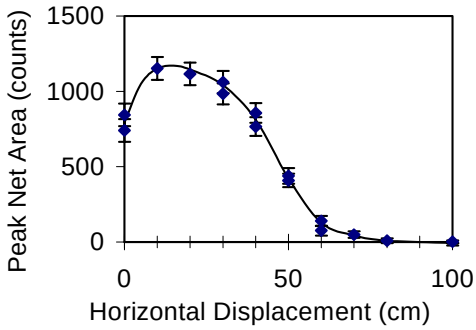


Figure 7. Detector response vs. bundle position. Net counts in the 662 keV peak during a 10-sec acquisition time are shown. The bundle is held stationary at each of the horizontal displacement positions.

During normal transfer operations, each bundle must be verified while it is moving. This is because the CNE operator would probably reject any procedure involving a pause of the motion. When a moving bundle passes directly over the prototype detector, it is in view for less than ten seconds. In this length of time, sufficient statistics must be collected to verify presence of ^{137}Cs. Since the bundle is moving horizontally at about 20 cm/s during normal operations, a "closest approach" displacement of 30–40 cm or less is probably required for reliable detection.

Figure 8 shows a spectrum collected as a bundle passed over the detector. The ^{137}Cs peak is verified, with 793±63 net counts observed. Horizontal displacement is < 20 cm. Shown also in this figure is the spectrum collected during the previous ten seconds. This serves as an example of the worst-case ambient background, since the tray position nearest the detector was occupied, elevating background levels. Ambient background in this case is 7±22 net counts; more typically, ambient background is 0±8 net counts for the 662 keV peak.

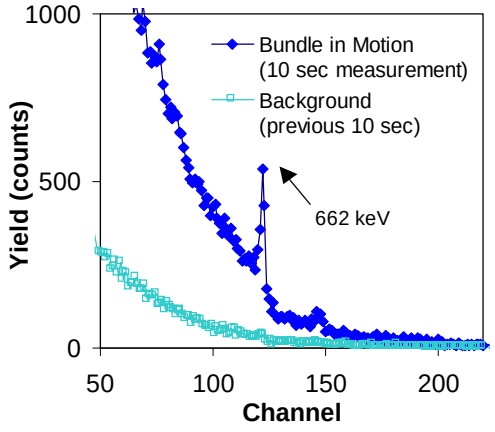


Figure 8. Spectrum collected during actual fuel transfer operations, along with a "worst case" background.

In Figures 9–11, net count data from transfers of 36 bundles are shown. (There are 60 bundles in a full basket load, but 24 were completely invisible to the prototype detector since the bundles come from the far side of the turning table, as in Figure 1). For some bundles the CNE operator was instructed to pass the bundles "close" to the detector. This was achieved with no significant operational delay: some modification of the trajectory was necessary, but this added only 0–2 seconds to the total transfer time for a bundle (about 70 seconds for a skilled operator). For the remainder of the bundles the operator was instructed *not* to modify the trajectory. This allowed us to estimate, albeit crudely, the horizontal range of the prototype system.

All of the bundles were easily verified when the operator passed the bundles close to the detector. Detection was less reliable when the trajectory was unmodified. Some of the "missed" bundles had a horizontal closest approach of 60 cm, as determined by visual estimation. If the detector could had been placed 20 cm closer to the average trajectory, all 36 probably would have probably been verified at the 3er level or better.

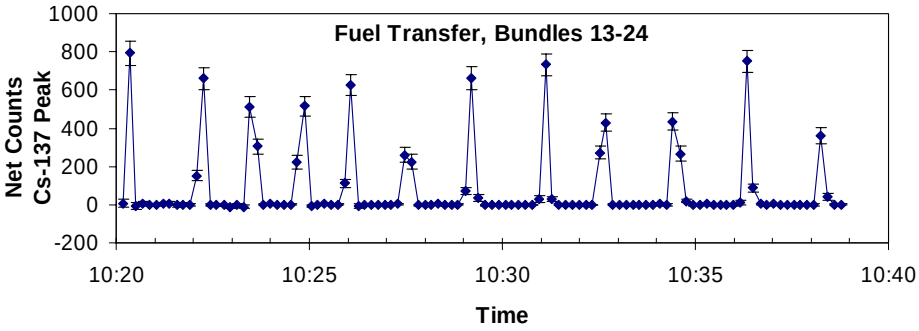


Figure 9. Net count data from bundles 13-24, collected in ten-second snapshots during normal transfer operations. All twelve bundles are easily verified. In this case, the CNE operator was asked to "pass the bundles close to the detector."

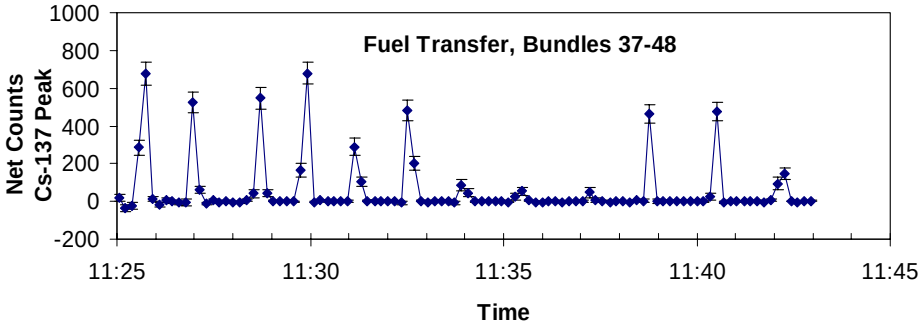


Figure 10. Net count data from bundles 37–48. Ten of twelve bundles are verified at the 3er level or better (99.8% confidence). In this case, the CNE operator was asked to "move the bundles along a standard trajectory."

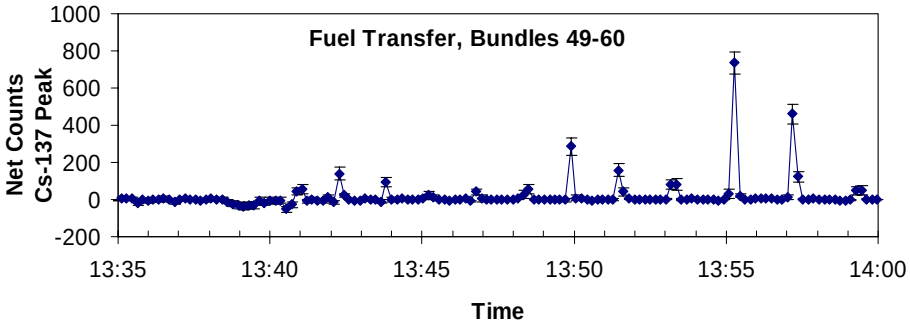


Figure 11. Net count data from bundles 49–60. Seven of twelve bundles are verified at the 3rd level or better. The CNE operator was again asked to "move the bundles along a standard trajectory."

V. CONCLUSION

Data from the prototype spectroscopy system show that this technique can provide reliable verification of fuel bundles with little or no operational delays. With a few refinements, an excellent spectroscopy system could be designed for spent-fuel verification at Embalse.

Since these experiments, CNE has tentatively agreed to modify the bundle trajectories slightly, to match the conditions shown in Figure 9. It is, of course, in the best interest of CNE to ensure that all of the bundles are verified. ARN will choose optimal placement for two detectors that will minimize delays.

Mechanical design will be the greatest challenge, since space is limited, the radiation environment may be severe, and the underwater components must not interfere with routine operations. In addition, the data acquisition hardware must be selected and programmed with appropriate decision-making logic, and linked to the existing remote monitoring. ARN is leading the design efforts with continued assistance from Los Alamos. Installation is planned for spring 2000.

ACKNOWLEDGMENTS

Funding for these efforts was provided by US DOE Office of ARms Control and Nonproliferation, POTAS, and ARN-Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina. We would like to acknowledge the assistance of Sig Schneider and Ken Insch (Sandia National Laboratory), Rolf Arlt, Guy Martelle, Doug Reilly, and Jaromir Vones (IAEA), Phyllis Russo and Jeff Audia (Los Alamos), Mike White (Aquila, Inc.), Adrián Pérez, Luis Giordano, Marcos Ferro, Lucía Valentino and Analía Saavedra (ARN), and the CNE operations staff.

REFERENCES

[1] “Agreement Between the United States Department of Energy and the National Atomic Energy Commission of Argentina Concerning Research and Development in Material Control, Accountancy, Verification, Protection, and Advanced Containment and Surveillance Technologies for International Safeguards Applications, Action Sheet 6, 10 April 1999.

[2] Schneider, S.L., *et al*., “Embalse Remote Monitoring System,” in *Proceedings of the INMM 40th Annual Meeting*, Phoenix, Arizona, July 25 - 29, 1999.

[3] Reilly, T.D., Personal Communication, September 30, 1998; Los Alamos Memo NIS-5-98-357. Reflects the conclusions of the Embalse Working Group, composed of representatives from ABACC, ARN, CNEN, and the IAEA.

[4] Luke, P.N., “Single-polarity charge sensing in ionization detectors using coplanar electrodes,” *Applied Physics Letters* 65 pp. 2884-2886 (1994).

Root Cause Analysis of Relevant Events

Pérez, S.S. and Vidal, P.G.

Presentado en: Workshop on “Application of selected Event Analysis Methodologies
to Actual Events and Group of Events from Nuclear Power Plants
Bratislava, Eslovaquia, 25 de enero al 5 de febrero 1999

ROOT CAUSE ANALYSIS OF RELEVANT EVENTS

Pérez, S.S. and Vidal, P.G.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

SUMMARY

During 1998, the research work followed more specific guidelines, which entailed focusing exclusively on the two selected methods (ASSET and HPIP) and incorporating some additional human behaviour elements based on the documents of reference. Once resident inspectors were incorporated in the project (and trained accordingly), events occurring in Argentine nuclear power plants were analysed.

Some events were analysed (all of them from Atucha I and Embalse Nuclear Power Plants), concluding that the systematic methodology used allows us to investigate also minor events that were precursors of the events selected.

INTRODUCTION

After having analysed, during the first stage of the project, both the strengths and weaknesses of the root cause analysis methods, the HPIP method was systematically studied, since with minor variations it was considered to be the best suited for a regulatory agency.

Adjustments were made to this method so that it could be easily employed by resident inspectors. This adjustment was made to ensure that resident inspectors at nuclear power plants should have a checking list on the basis of which they may collect as much information as possible immediately after the occurrence of an event.

During the stage of event analysis, our work was performed in close co-operation with inspectors, particularly those at the CNA I, since it was in that plant where the most representative events took place.

This work methodology enabled the team (evaluator-inspector) to set clear goals, thus optimising data collection, so that data may be collected promptly. A prompt collection of data ensures that no waste of time occurs and that the quality of the collected data is not degraded.

As more experience was gained from the daily work, it was found that the ASSET method was a valuable tool to analyse those events which are mainly caused by equipment failure.

The success achieved in the analysis of the first event which took place after having prepared the checking lists was the result, to a great extent, of having introduced human behaviour elements. [1].

The research work and assessments carried out produced the following results:

In spite of the advantage of applying the HPIP method [2] (modified to include human behaviour elements) to the first event analysed, it was found that the decision regarding which analytical method should be used for a specific event strongly depends on the characteristics of each event. This means that, as more events are produced, a “set of events - methodology relationships” will be obtained, thus achieving the first goal in our research program.

Hence, when the second event -mainly related to equipment failures- was assessed, the ASSET [3] method was considered to be more adequate than the HPIP method, especially because there were not many doubts regarding its sequence, antecedents, staff behaviour, etc.

The research team, with the operational experience acquired, is also devoted to selecting and assessing the events already reported to the IRS, with the purpose of requesting nuclear power plants under our supervision to implement actions aimed at preventing similar events from occurring when applicable.

REFERENCES

[1] NEA / CSNI / R (97) 15 “Improving reporting and coding of human and organisational factors in event reports""

[2] NUREG / CR –5455 “Development of the NRC’s Human Performance Investigation Process” (HPIP).

[3] IAEA – TECDOC- 632 “ASSET GUIDELINES”.

ROOT CAUSE ANALYSIS OF RELEVANT EVENTS (Event 1)
EVENT: DEGRADATION OF THE VOLUME REGULATION SYSTEM
NUCLEAR POWER PLANT: ATUCHA I
DATE: 02-07-1998
PLANT CONDITION: FULL POWER OPERATION

EVENT DESCRIPTION

In the morning of July 2nd, 1998, the pump rotation schedule corresponding to the volume regulation system (TA) began, as scheduled.

The TA 42 D01 pump was disconnected so as to perform preventive electrical maintenance tasks, to change the lubricating oil and to control surge reliever conditions. These "surge relievers" are placed in the outlet and inlet port of each pump, acting as pressure pulsation absorbers.

Even though the pump rotation is a procedure carried out every two weeks, a preventive maintenance is conducted every six months.

The TA system includes (to inject D2O into the moderator system) three pumps with a 100% output (under normal operating conditions). When a pump is disconnected, the event of the operating pump failing is not taken into account by the control system. Therefore, the third pump is inactive though ready to be used (with an automatic start-up if the operating pump fails).

Once the maintenance task was completed, the system was normalised. When the TA 42 S01 suction valve was opened, a flow reduction was observed, therefore, the TA 41D01 (stand-by pump) was manually started. However, in spite of having two pumps (TA 43 D01 y TA 41 D01) in operation, the flow reached only 27 ton/h rather than 42 ton/h.

The instantaneous flow reduction that occurred until the stand-by pump was manually started affected the D2O flow which cools the seals of the main cooling pumps, particularly of the circuit 2 pump (QF02 D01) whose level decreased as low as 449 lt./h.

Further research showed that the surge reliever under the pump suction port was damaged; therefore, the nitrogen being injected to test its seals entered the system -allowing air into the operating pump-and, consequently, its flow diminished.

CONSEQUENCE

The nuclear power plant's operation was interrupted when the bar system was activated as a result of low level of heavy water (D2O) which cools the seals of the main cooling pumps.

EVENT ANALYSIS

INITIAL INFORMATION OBTAINED: The following actions were taken in order to improve data collection:

To inquire the staff involved in the event.
To inquire the supervisor.
To inquire experts.
To obtain procedures and work plans.
To obtain "computer records".
To review work orders, maintenance records.
To check technical specifications.
To consult the statistics of component (surge relievers) failures.
To verify work environmental conditions.
To obtain Q.A. reports.

EVALUATION PROCESS

1. Identification of the staff members directly involved in the initial occurrence of the event or who had contributed to the event; to check the use of the documents necessary to perform the task

– Technician / Operator: Qualification and experience.

Qualified and experienced staff members; the task cannot be expected to produce either stress or fatigue beyond acceptable limits, since it is a routine operation.

– Description of the activity contributing to the initiation of the event or affecting its resolution, including a brief description of the task involved.

A "walk – through" was conducted in order to check every specific action taken before the occurrence of the event.

– Work practice: Independent control and verification, work habits and communications.

No independent verification took place; communications proved adequate.

– Identification of man-machine interfaces and their limitations.

Limitations observed during the "walk – through": even though the work area is comfortable and ample enough, predictable precautions regarding stay time were taken since there is a potential for gamma and tritium doses.

– Information about the tools employed as well as their limitations, available procedures and documents.

All the necessary tools and procedures were available.

– Organisational aspects (planning and preparation), team (size and composition).

Adequate team composition; tasks planned with sufficient time in advance.

– Information about previously planned works during the shift of the same team (including time-related pressures).

None.

– Process / system characteristics relevant to interpret human behaviour.

There were no special characteristics.

2. Verify missing information; see which human behaviour areas needed further analysis

For this particular event, no human behaviour areas needing further analysis were detected.

3. Determination of Root Cause of the Event

a) Barrier analysis

– What (physical, natural, human or administrative) barriers are available to prevent the occurrence of the events?

Communication and team work, team design, written operational procedures and preventive maintenance tasks, training.

- Where in the sequence can these barriers act to prevent the occurrence of events?

  Through preventive maintenance tasks conducted to verify surge reliever conditions.

  In the standby pump start-up sequence (if the start-up had been automatic, the flow reduction could have been prevented).

- Which barriers failed?

  Operational and preventive maintenance procedures regarding surge relievers. Automatic start-up sequence of the standby pump (but this is a design condition).

- Which barriers did not fail?

  Communication, team design (timely intervention according to flow conditions).

b) Change analysis

- Had there been any change in the system, process or other conditions between the last time the task had been performed and the moment the event occurred?

  There had been no changes in between. However, there had been a previous change, since until four years ago surge relievers were not inspected but replaced if damaged.

c) Signs prior to the occurrence of the event

The TA 43 D01 pump could not be started (due to cavitation). This event happened one year ago and was deemed minor, so no analysis was performed.

d) Direct cause of the event

A reduction in the flow of water cooling the main pump seals, as a result of the TA 43 D01 pump failure.

e) Root cause

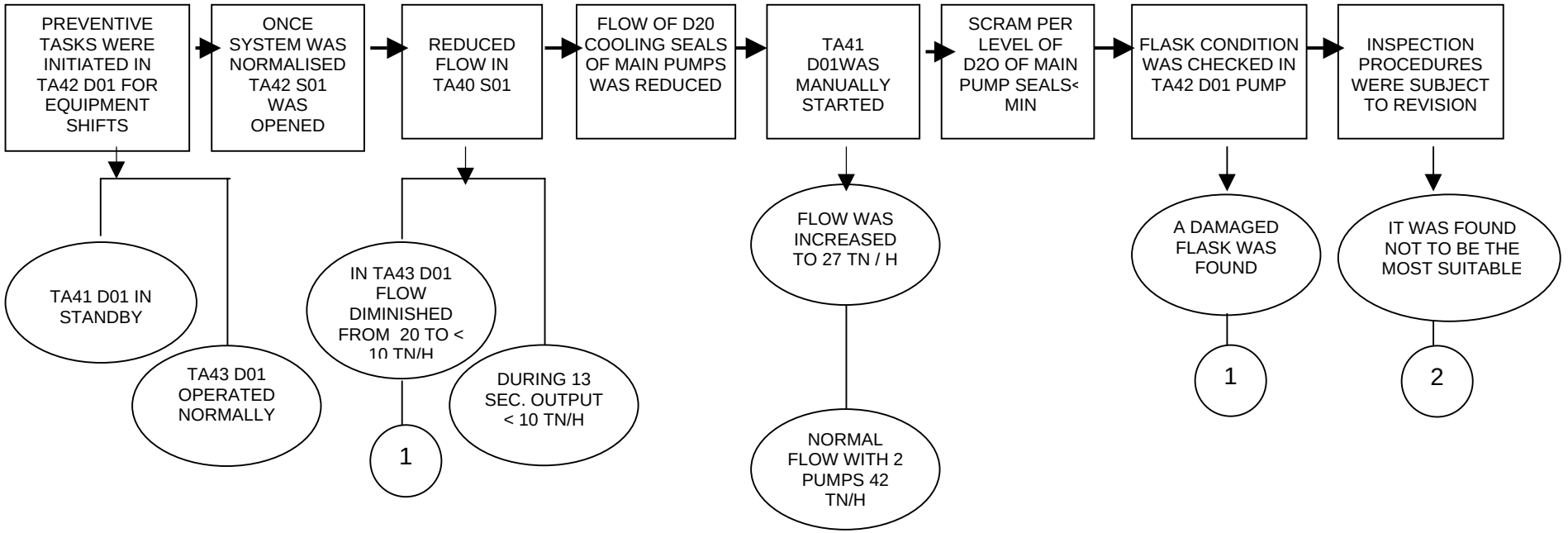
<u>Inadequate procedure</u>: The possibility of not detecting a leaking surge reliever had not been anticipated.

4. Corrective actions

The procedure will be modified. No preventive inspection will be carried out; surge relievers will be replaced every six months, regardless of their condition.

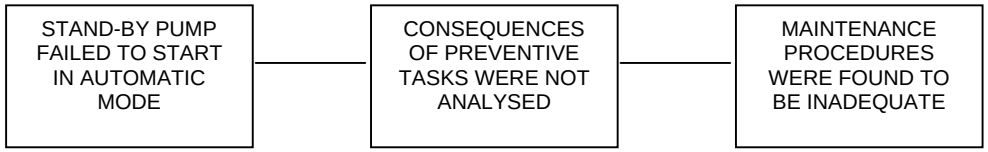
5. Elaboration of Event And Causal Factors Chart

EVENT AND CAUSAL FACTOR CHART



(1) Cause contributing to the event
(2) Root cause

INEFFECTIVE BARRIERS



ROOT CAUSE ANALYSIS OF RELEVANT EVENT (Event 2)

Given the characteristics of the event (equipment failure), the ASSET method was selected for its analysis.

EVENT: FAILURE OF THE MAIN COOLING PUMP (QF02 D01)
NUCLEAR POWER PLANT ATUCHA I
DATE: 03-07-1998
PLANT CONDITION: DURING START-UP AFTER ITS SHUTDOWN ON 02-07-1998

EVENT DESCRIPTION (WHAT HAPPENED?)

On 02-07-98 at approximately 1:00 p.m., the main cooling pump (QF02 D01) was automatically disconnected as a result of the warning signal indicating “very low level of seal cooling water”.

On 03-07-98 at 11:20 a.m., the pump was restarted. After some ten minutes, the vibration indicator moved off-range during approximately 2 minutes. Eight minutes after, the pump was automatically disconnected due to “Very high pressure upstream of the low pressure seal QF02 P002”.

WHY DID THIS OCCUR?

The results obtained from inspections carried out after the complete disassembly of the pump proved the following damages:

Bent lantern
Strange body in cylindrical pin housing
Damaged seat of shell cover.
Upper radial bearing’s centering pin was found to be off-centre.

The main consequence of these damages was the seizing of the sleeve (box of heavy water seals) with the pump shaft as a result of the overheating produced in the friction area of the emergency seal against the sleeve.

Until then, the main cooling pumps had been operating for:

QF01 D01: 176260 hours.
QF02 D01: 176578 hours.

The pump seals had been working for (since last inspection):

QF01 D01: approximately 4 months.
QF02 D01: approximately 10 months.

It should be noted that seals were replaced only when they were damaged, causing the automatic shutdown of the nuclear power plant, even though warning evidence of seal damage had been detected prior to failure.

WHY WAS THE EVENT NOT PREVENTED?

The technical specifications of the pumps fail to indicate how often a general preventive inspection should take place. Consequently, ten years had elapsed since these pumps had been entirely disassembled, component conditions being ignored.

Despite the fact that the damaged components were replaced, no satisfactory explanation has been found yet in relation to the cause of such damages. The potential relationship between the damages and the low level of water in the seals resulting from the event of the previous day was not analysed. (Degradation of the flow control system).

Even though seals are periodically replaced:

– Such replacement is not a preventive action but it is performed only when components are already damaged.

– This corrective maintenance does not provide any data regarding the general condition of the pump.

CORRECTIVE ACTIONS

The pump designer had been summoned to supervise the repair tasks. As the results of this repair task were deemed satisfactory, to date no decision has been made regarding the actions to be taken to prevent the re-occurrence of the event, such as the definition of a pump preventive maintenance programme or the analysis of the possibility of installing a monitoring system to detect anomalies in component conditions.

FORM FOR THE ROOT CAUSE OF THE EVENT

Event designation	**FAILURE OF MAIN COOLING PUMP**	
Occurrence	**Automatic disconnection of main cooling pump (QF02 D01) due to "very low volume of the water cooling the seals"**	
Nature of the failure	**Equipment failure**	
DIRECT	**CAUSE**	**CORRECTIVE ACTIONS**
Latent failure	Degradation of the pump components throughout the years.	Complete repair works carried out to the pump.
Contribution to the existence of the latent failure	– Degradation of the component during operation. – No preventive maintenance was performed. – No technical specifications on maintenance are available.	No long-term actions are anticipated.
ROOT	**CAUSE**	**CORRECTIVE ACTIONS**
Deficiency when eliminating the latent failure	– There was no inspection procedure. – There was no previous indication as to which actions should be taken, before the event. – No trained staff was available.	Regulatory actions will be required to prevent the re-occurrence of events, taking into account that the failure of the main cooling pump might be a precursor of an accident (LOCA).

Control de interferencias en el análisis de bajos niveles de yodo 129

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Presentado en: XXVI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear
San Carlos de Bariloche, Argentina, 9-12 noviembre 1999

CONTROL DE INTERFERENCIAS EN EL ANÁLISIS DE BAJOS NIVELES DE YODO-129

Quintana, E.E. y Thyssen, S.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El análisis por activación neutrónica de ^{129}I en niveles cercanos al límite de detección requiere tener especial consideración de las interferencias provenientes de las reacciones nucleares. Estas interferencias pueden ser causadas por impurezas de U, Cs y Te, constitutivas de los materiales a ser irradiados. Las interferencias químicas pueden provenir de los reactivos usados en la purificación pre-irradiación. Se utiliza un método de espectrometría gamma de alta resolución para la detección y medición de bajos niveles de interferencias.

En este trabajo se detallan los procedimientos aplicados para controlar o eliminar potenciales errores en la determinación de ^{129}I durante las etapas de purificación pre y post-irradiación, irradiación neutrónica, contaje radiactivo y análisis de datos. De esta manera se pudo determinar la magnitud de las interferencias nucleares y químicas.

INTRODUCCIÓN

Las fuentes naturales de producción de ^{129}I son la fisión espontánea del U y el Th, y principalmente la interacción del xenón con la radiación cósmica en las altas capas de la atmósfera. Las fuentes artificiales, producto de las actividades del hombre, son los ensayos nucleares atmosféricos, la operación normal de las Centrales Nucleares y especialmente las plantas de reprocesamiento de elementos combustibles irradiados, las cuales liberan al ambiente pequeñas cantidades de ^{129}I, proveniente de la fisión del ^{235}U y ^{239}Pu. Una vez ingresado a la biosfera se convierte en un contaminante permanente como resultado de sus $1{,}57 \times 10^6$ años de vida media. [1] Dado que las fuentes de origen y sus formas químicas son distintas a las del yodo estable, su grado de distribución en el ciclo natural del yodo es un tema actualmente en estudio. [2]

El análisis por activación neutrónica, es un método muy sensible para la medición de ^{129}I en muestras ambientales.[3,4,5] Cuando los niveles de medición de ^{129}I son cercanos a los límites de detección se requiere la realización de pasos especiales para disminuir las interferencias químicas y nucleares evitando la obtención de resultados espurios. Estos últimos pueden ser obtenidos si durante la irradiación se genera ^{130}I proveniente de fuentes diferentes a la del ^{129}I presente en la matriz ambiental.

Este trabajo analiza el desarrollo y la integración de varios pasos del procedimiento requeridos para alcanzar la máxima sensibilidad en el límite de detección, controlar las interferencias químicas y/o de reacciones nucleares y prevenir resultados espurios.

PROCEDIMIENTO EXPERIMENTAL

Al procesar muestras con muy bajos niveles de actividad, se deben utilizar laboratorios que posean aire inyectado a través de filtros absolutos HEPA y sobrepresión para prevenir la contaminación de las mismas en la etapa pre-irradiación.

La reacción nuclear, inducida por neutrones, utilizada para el análisis por activación es la siguiente:

$$^{129}I\ (n,\gamma)\ ^{130}I \longrightarrow\ ^{130}Xe\ (estable) + \beta^-$$

El ^{130}I ($t_{1/2}$=12,36 horas), por desintegración β^- decae en ^{130}Xe, midiéndose la energía gamma (536 keV) que emite.

Se utiliza ^{131}I ($t_{1/2}$=8,02 días) como trazador para calcular el rendimiento radioquímico del proceso, midiendo la energía gamma de 364,5 keV.

El procedimiento para la determinación del ^{129}I por activación neutrónica consiste de:

1. Separación química pre-irradiación

Se realiza la mineralización alcalina de la muestra y posteriormente se separa el yodo por destilación en medio nítrico, recogiéndose en tubos colectores que contienen una solución alcalina reductora. El yodo se extrae en CCl_4 y reextrae en medio acuoso, redestilándose finalmente en medio sulfúrico y reteniéndolo en una trampa de carbón.

2. Activación neutrónica con un patrón de comparación

La muestra se irradia junto con un patrón de comparación que contiene una cantidad conocida de ^{129}I.

3. Separación química post-irradiación

Se destilan los radioiodos medio sulfúrico, recogiéndolos en tubos colectores. Se extraen/reextraen los radioiodos dos veces, precipitándolos finalmente como AgI.

4. Contaje radiactivo

La medición se lleva a cabo durante 6 horas, utilizando un detector de Germanio Hiperpuro (GeHp). Se calcularon las actividades de ^{130}I, ^{133}I y ^{131}I de la muestra y del patrón de comparación, a partir del espectro gamma de energías.

5. Análisis de datos

Para el cálculo analítico de la actividad de ^{129}I se realizaron correcciones a partir de las interferencias presentes en la muestra, el patrón y los blancos de reactivos.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

La evaluación de ^{129}I en niveles cercanos al límite de detección está determinado por varios factores:

1. Flujo de neutrones disponible, tiempo y espectro de energía

Las condiciones de exposición de la muestra son seleccionadas sobre la base de la cantidad de yodo estable contenido en la misma. Un tiempo de 2 horas de irradiación y un flujo de neutrones térmicos de 10^{13} n cm^{-2} s^{-1} no presenta inconvenientes de generación de reacciones de múltiple captura y presenta niveles aceptables de activación del isótopo buscado. Flujos supe-

riores o iguales a 10^{14} n cm^{-2} s^{-1} y mayores tiempos de irradiación [6], si bien mejoran la sensibilidad, requerirían correcciones debido a las posibles reacciones de múltiple captura de neutrones que generarían ^{129}I y ^{130}I a partir de ^{127}I.

La presencia de neutrones rápidos produce la reacción ^{127}I (n,2n) ^{126}I. El ^{126}I ($t_{1/2}$=13,02 días) presenta picos de alta energía que producen efecto Compton provocando pérdida de sensibilidad en las mediciones de bajos niveles de ^{130}I (Figura 1).

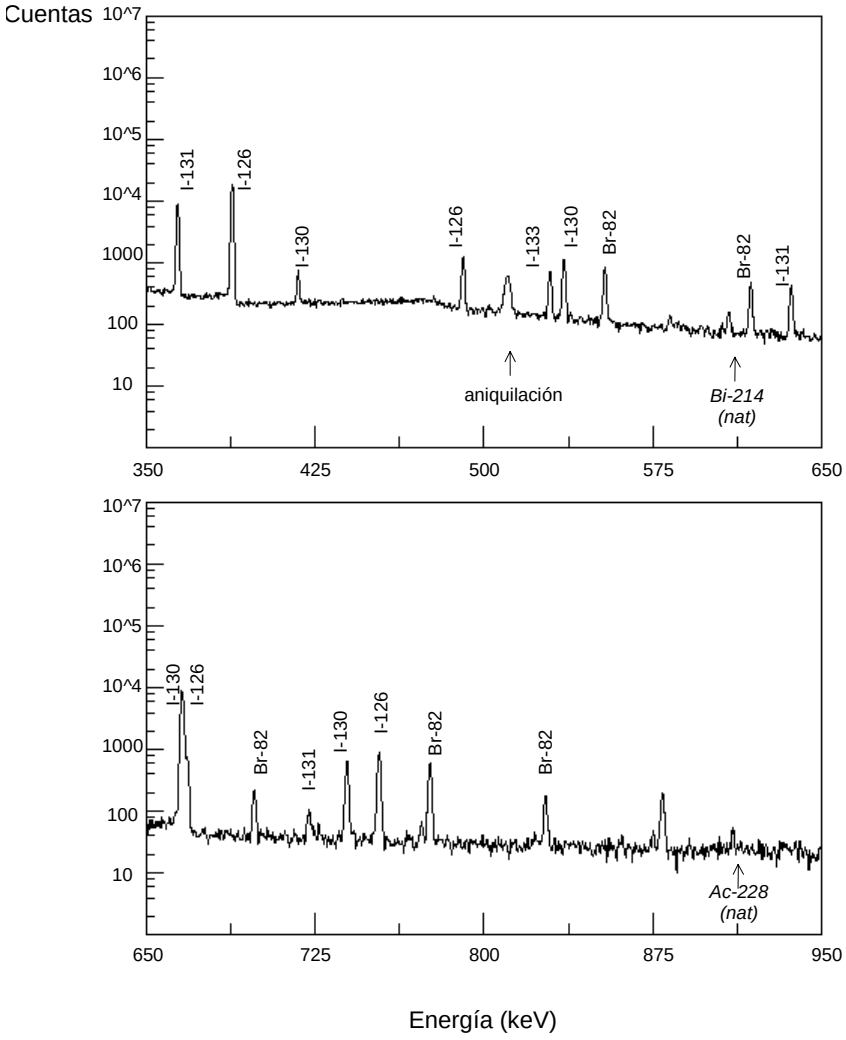


Figura 1. Espectro gamma de una muestra de agujas de pino de las cercanías de la CNA I

2. Grado de pureza radioquímica del yodo de la muestra

La mayor interferencia química que debe ser removida en la purificación radioquímica del yodo, es el ^{81}Br que por activación genera ^{82}Br ($t_{1/2}$=1,47 días). El ^{82}Br presenta picos propios y picos suma de energías más altas que las del ^{130}I, elevando el fondo de radiación. [7] Con el fin de eliminarlo, se ha desarrollado una combinación de destilaciones y extracciones pre y post-irradiación. Las extracciones se repiten tantas veces como sea necesario hasta obtener el yodo lo más puro posible. Antes de la medición, la precipitación del iodo como AgI da la mejor geometría y brinda un factor adicional de descontaminación. El ^{81}Br constituyente de la muestra es la fuente principal, pero no es la única a tener en cuenta. Por este motivo, los reactivos químicos utilizados deben ser de alta pureza y el agua bidestilada sobre cuarzo y desionizada a través de un purificador de ósmosis inversa Labconco Water Prodigy II.

Es importante remover antes de la activación neutrónica, los elementos que puedan producir ^{129}I o ^{130}I por exposición neutrónica. Los elementos interferentes son U, Cs y Te que producirían interferencias de radioiodos de fisión o activación durante la irradiación. [7,8] En la purificación radioquímica pre-irradiación, éstos son separados del yodo mediante sucesivas destilaciones.

3. Grado de pureza del soporte para yodo

Es esencial que el carbón, utilizado como soporte del yodo para su activación, sea previamente verificado para detectar trazas de impurezas indeseables. Diferentes tipos de carbones activados fueron evaluados en su contenido de uranio por fluorimetría, siendo las determinaciones menores que el límite de detección (0,25µg/g). No obstante, durante las experiencias de irradiación fueron detectadas interferencias no deseadas provenientes del ^{235}U. Luego de la purificación radioquímica post-irradiación, el ^{133}I ($t_{1/2}$=20,8 horas) se utiliza como testigo para evaluar el contenido de U natural y, efectuando cálculos teóricos, se descuenta el ^{131}I generado por fisión del utilizado como trazador. La generación de ^{129}I fue despreciable. Según la procedencia del carbón, los niveles de uranio natural variaron significativamente. Algunos carbones comerciales (Mallinckrodt o Merck para uso analítico o cromatográfico) fueron descartados debido a los altos niveles de exposición generados por la activación del sodio constitutivo. El bromo constitutivo o adsorbido en el carbón es removido durante la purificación post-irradiación.

El análisis del carbón RKJ1/Norit y de los residuos radioquímicos de las destilaciones posteriores a la separación del yodo ha sido realizado para estimar los niveles de las interferencias de Te y Cs. La presencia de productos de activación provenientes del Te fue despreciable. Niveles de ^{134}Cs fueron medidos y en las condiciones de irradiación utilizadas representan menos de 1µg de ^{133}Cs, por lo cual su contribución a la generación de ^{130}I es despreciable.

La utilización de carbón sin impregnar (RB3/NORIT) y la eliminación de KI como portador en la etapa pre-irradiación, permite determinar la relación ^{127}I/^{129}I. La Figura 2 corresponde al espectro de un blanco de la técnica utilizando el mencionado carbón, sin ^{131}I como trazador medido 48 horas después de la irradiación neutrónica. En el espectro se observa claramente la desaparición de ^{126}I permitiendo disminuir el límite de detección en al menos un orden de magnitud. No obstante, se pueden observar los radioiodos de fisión (^{131}I, ^{133}I y ^{132}I). La presencia de ^{132}I ($t_{1/2}$=2,3 horas) que posee energías gamma de 667 y 773 keV, se debe al equilibrio que mantiene con su madre ^{132}Te ($t_{1/2}$=77,7 horas).

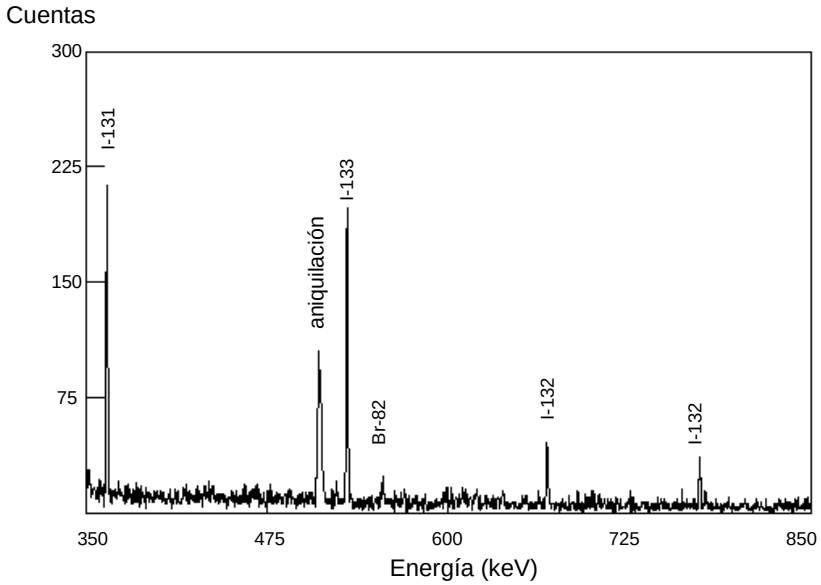


Figura 2. Espectro gamma de un blanco de la técnica, sin trazador ni portador.

Actualmente se está utilizando ampollas de cuarzo, para evitar el uso del carbón como soporte. Se han realizado ensayos para verificar las impurezas constitutivas y los niveles de exposición. Se observa que el mejor material a utilizar es el Suprasil de Heraeus, ya que no se han detectado trazas de U, Te ó Cs. Los valores de exposición fueron menores de 3 μSv/h a las 48 horas, fundamentalmente debido a la activación de sodio.

4. Recuperación radioquímica del yodo

En la etapa pre-irradiación se logran rendimientos de aproximadamente el 95% y los rendimientos globales oscilan entre el 70-85% La recuperación radioquímica del yodo se verifica midiendo el ^{131}I. El límite de detección alcanzado, utilizando el carbón impregnado con KI, es de 2 mBq/kg de vegetal, dependiendo del contenido de iodo estable, tiempo de irradiación y flujo neutrónico.

5. Decaimiento entre la exposición neutrónica y el contaje

El producto de la irradiación debe medirse lo más rápido posible en función de la corta vida media del ^{130}I. A pesar de esto, es necesario dejar transcurrir un período de enfriamiento mínimo para que desaparezcan algunas interferencias generadas y que los niveles de exposición de la muestra no dificulten su manejo. El tiempo utilizado varía entre 24 y 48 horas. Los radioiodos que se pudieran generar por activación como el ^{128}I ($t_{1/2}$=25 minutos), o por fisión como el ^{135}I ($t_{1/2}$=6,6 horas) decaen durante el período de enfriamiento.

6. Sensibilidad y selectividad del sistema de contaje y análisis de datos

La interferencia de los radioiodos de fisión y activación son un serio problema en la medición de ^{130}I. Cabe destacar que el ^{133}I y el ^{126}I poseen energías gamma de 529 y 666,4 keV respectivamente que interfieren con las energías gamma del ^{130}I (536 y 668,5 keV), con la consecuente elevación del fondo de radiación (Figura 1). Para la medición se utiliza un detector de GeHp coaxial GC6020 (60%, 2 keV de resolución) de Canberra. Los cálculos se realizan utilizando el análisis interactivo del GammaVision V4.10/Ortec, con el método Riso para el cálculo del límite de detección.

Para obtener resultados confiables en el análisis de bajos niveles de actividad de ^{129}I, utilizando activación neutrónica, es indispensable tener en cuenta todos y cada uno de los factores aquí mencionados.

REFERENCIAS

[1] Handl, J., Oliver, E., Jakob, D., Johanson, K.J., Schuller, P., “Biospheric ^{129}I Concentration in the Prenuclear and Nuclear Age”, *Health Physics*, Vol 65, N° 3, 265-271, 1993.

[2] Katagiri, K., Shimizue, T., Akatsu, Y., Ishiguro, H., “Study on the Behavior of ^{129}I in the Terrestrial Environment”, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. 226, N° 1-2, 23-27, 1997.

[3] Quintana, E.E., Thyssen, S.M., Lewis, E.C., ”Análisis por Activación Neutrónica de Iodo-129 en Muestras Ambientales”, *4to. Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear (IRPA*), *Memorias*, Tomo 4, Tema 14, 69-71, La Habana, Cuba, 1998.

[4] Brauer, F.P., “Measurement Methods for Low-Level ^{129}I Determinations”, *Pacific Northwest Laboratory-SA-16788*, August 1989.

[5] Muramatsu, Y., Yoshida, S., “Determination of ^{129}I and ^{127}I in Environmental Samples by Neutron Activation Analysis (NAA) and Inductively Couple Plasma Mass Spectrometry (ICP-MS)”, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. 197, N° 1, 149-159, 1982.

[5] Rosenberg, R.J., “Non-Conventional Measurement Techniques for the Determination of Some Long-Lived Radionuclides Produced in Nuclear Fuel a Literature Survey”, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. 171, N° 2, 465-482, 1993.

[6] Brauer, F.P., Strebin, R.S., Fager, J.E., Kaye, J.H., “Interference Control in Low-Level ^{129}I Analysis”, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. 72, N° 1-2, 501-514, 1982.

[7] Aumann, D.C., Buheitel, F., Hauschild, J., Robens, E., Wershofen, H., “Chemical and Nuclear Interferences in Neutron Activation of ^{129}I and ^{127}I in Environmental Samples”, *Journal of Radioanalytical Chemistry*, Vol. 109, N° 2, 261-274, 1987.

Using Fuzzy Arithmetic in Containment Event Trees

Rivera, S.S. and Barón, J.H.

Presentado en: International Conference on Probabilistic Safety Assessment- PSA 99,
Washington, USA, 22-25 agosto 1999

USING FUZZY ARITHMETIC IN CONTAINMENT EVENT TREES

Rivera, S.S. and Barón, J.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear e Instituto CEDIAC - Universidad Nacional de Cuyo
Argentina

ABSTRACT

The use of fuzzy arithmetic is proposed for the evaluation of containment event trees. Concepts such as improbable, very improbable, and so on, which are subjective by nature, are represented by fuzzy numbers. The quantitative evaluation of containment event trees is based on the extension principle, by which operations on real numbers are extended to operations on fuzzy numbers. Expert's knowledge is considered as state of the base variable with a normal distribution, which is considered to represent the membership function. Finally, this paper presents results of an example calculation of a containment event tree for the CAREM-25 nuclear power plant, presently under detailed design stage at Argentina.

I. INTRODUCTION

Among the various paradigmatic changes in science and mathematics, one such change concerns the concept of *uncertainty*. The problem is that there is a great deal of ambiguity in everyday language, and it cannot be handled by standard logical processing. Fuzzy sets can be considered appropriate in this case. According to the alternative view, uncertainty is considered essential to science; it is not only an unavoidable plague, but it has, in fact, a great utility.

Fuzzy sets were first advocated by Professor Lotfi A. Zadeh in 1965[1]. In fuzzy sets theory the objects are sets with boundaries that are not precise. The membership in a fuzzy set is not a matter of affirmation or denial, but rather a matter of a *degree*.

The concept of a fuzzy number plays a fundamental role in formulating quantitative fuzzy variables. These are variables whose states are fuzzy numbers. When the fuzzy numbers represent linguistic concepts, such as very probably, probably, and so on, the resulting structures are usually called linguistic variables. Each linguistic variable, the states of which are expressed by linguistic terms interpreted as specific fuzzy numbers, is defined in terms of a base variable, the values of which are real numbers within a specific range.

To deal with linguistic variables, not only the various set-theoretic operations are needed, but also some arithmetic operations on fuzzy numbers.

Fuzzy arithmetic is based on two properties of fuzzy numbers:

1. Each fuzzy set, and thus also each fuzzy number, can fully and uniquely be represented by its α-cuts[2]; and

2. α-cuts of each fuzzy number are closed intervals of real numbers for all $\alpha\varepsilon$ [0,1].

These properties enable to define arithmetic operations on fuzzy numbers in terms of arithmetic operations on their α-cuts. There are two methods for developing fuzzy arithmetic. On method is based on interval arithmetic. The other method employs the extension principle[3], by which operations on real numbers are extended to operations on fuzzy numbers. This later method was employed in the calculations of the present work.

II. FUZZY SETS

The significance of fuzzy variables is that they facilitate gradual transitions between states and, consequently, possess a natural capability to express and deal with observation and measurement uncertainties. Traditional variables, which we may refer to as crisp variables, do not have this capability.

The characteristic function of a crisp set assigns a value of either 1 ó 0 to each individual in the universal set, thereby discriminating between members and nonmembers of the crisp set under consideration. This function can be generalized such that the values assigned to the elements of the universal set fall within a specified range and indicate the membership grade of these elements in the set in question. Larger values denote higher degrees of set membership. Such a function is called a membership function, and the set defined by it a fuzzy set.

Although the definition of states by crisp sets is mathematically correct, it is unrealistic in the face of unavoidable measurement errors. A measurements that falls into a close neighborhood of each precisely defined border between states of a crisp variable is taken as evidential support for only one of the states, in spite of the inevitable uncertainty involved in this decision.

The uncertainty reaches its maximum at each border, where any measurement should be regarded as equal evidence for the two states on either side of the border. When dealing with crisp variables, however, the uncertainty is ignored even in this extreme case; the measurement is regarded as evidence for one of the states, the one that includes the border point by virtue of an arbitrary mathematical definition.

Since fuzzy variables capture measurement uncertainties as part of experimental data, they are more attuned to reality than crisp variables. It is an interesting paradox that data based on fuzzy variables provide us, in fact, with more accurate evidence about real phenomena than data based upon crisp variables.

III. MEMBERSHIP FUNCTIONS

Although mathematics based on fuzzy sets has far greater expressive power than classical mathematics based on crisp sets, its usefulness depends critically on our capability to construct appropriate membership functions for various given concepts in various contexts.

The most commonly used range of values of membership functions is the unit interval [0,1]. In this case, each membership function maps elements of a given universal set, which is always a crisp set, into real numbers in [0,1].

Each fuzzy set is completely and uniquely defined by one particular membership function; consequently, symbols of membership functions may also be used as labels of the associated fuzzy sets.

Fuzzy sets allow us to represent vague concepts expressed in natural language. The representation depends not only on the concepts, but also on the context in which it is used.

The use of fuzzy arithmetic in the evaluation of containment event trees is proposed. When the fuzzy numbers represent linguistic concepts, such as improbable, very improbable, high improbable, and so on, the resulting constructs are usually called linguistic variables. To view them in this way, they can qualify as a fuzzy number each state of the base variable.

In this work, the proposal is made to express each of the numeric categories of expert judgement as a state of the base variable. Each state is expressed by a normal distribution with a media and standard deviation equal to the media and standard deviation of the corresponding uniform distribution. This normal distribution represents the membership function for characterizing the corresponding state.

IV. APPLICATION CASE

A level III Probabilistic Safety Assessment (PSA)[4] was performed for the CAREM-25 nuclear power plant, which is a passive, inherently-safe rector being designed in Argentina. This reactor required a PSA which involved the elaboration of event trees for each accident sequence, fault trees for each safety function, and containment event trees to analyze and simulate the containment response under severe accident conditions.

The containment event trees were developed for several containment failure modes, taken into account the particular characteristics of the CAREM concept. An example of a containment event tree is given in Figure 1.

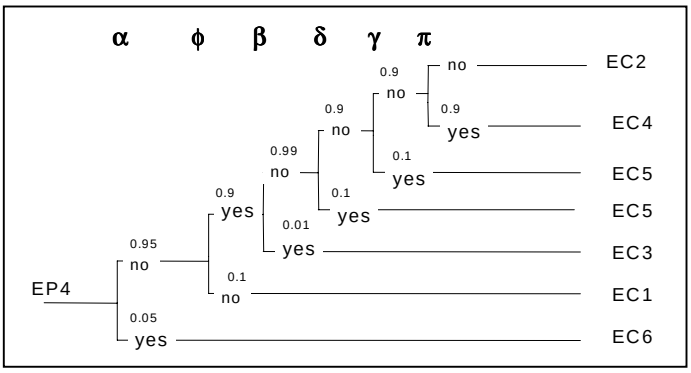


Figure 1. An example of a containment event tree of CAREM 25 reactor

Each failure mode constitutes, therefore, one of the headings of the containment event trees, under a binary logic scheme.

EP4 represents a particular Plant Damage State, and the greek letters on top represent different containment failure modes.

The likelihood of each failure mode for each Plant Damage State was quantified on the basis of the recommendations on ref. 5. These recommendations establish numerical categories for the expert opinions according to the Table 1.

From this table, unique numerical values were obtained for each branch in each tree, and used for the quantification of the corresponding trees. However, the use of unique values does not accurately represent the fuzzy nature of the expert's opinions, and in this context the present work allows for a representation closer to reality.

Phenomenon	Probabilit and Range
Certain	P=1
Highly Probable	0.995 < P < 1
Very Probable	0.95 < P < 0.995
Probable	0.7 < P < 0.95
Undetermined	0.3 < P < 0.7
Improbable	0.05 < P < 0.3
Very Improbable	0.005 < P < 0.05
Highly Improbable	0 < P < 0.005
Impossible	P=0

Table 1. Numerical cathegories for expert opinions

The expert's knowledge, considered as fuzzy variables, is assumed in the present work as the consideration of each state of the base variable with a normal distribution, as indicated in the next Figure 2.

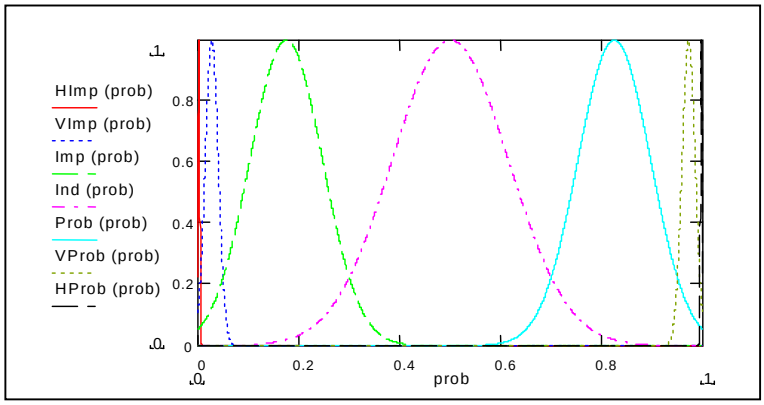


Figure 2. Expert's knowledge

Note that a real number (P=0 or P=1) may also be regarded as a special (degenerated) interval [0,0] or [1,1]. When one of the intervals is degenerated, it is obtained special operations; when both of them are degenerated, it is obtained the standard arithmetic of real numbers.

V. ARITHMETIC OPERATIONS

In this work, the calculation of one containment event tree[6] of CAREM 25 reactor is presented. To operate on fuzzy numbers, the extension principle is employed, by which operations on real numbers are extended to operations on fuzzy numbers.

To calculate a containment event tree it is necessary to use two operations: multiplication and addition. Employing the extension principle, these two operations are:

$$(A.B)(z) = \sup_{z=x\cdot y} min[A(x), B(y)] \qquad (1)$$

$$(A+B)(z) = \sup_{z=x+y} min[A(x), B(y)] \qquad (2)$$

A, B let denote fuzzy numbers which, in this case, are the membership function. Sup let denote the largest membership function of the set min [A(x), B(y)]. Min let denote the minimum membership function between A(x) and B(y).

In the Figure 3, a very simple containment event tree taken from ref. 4 is represented.

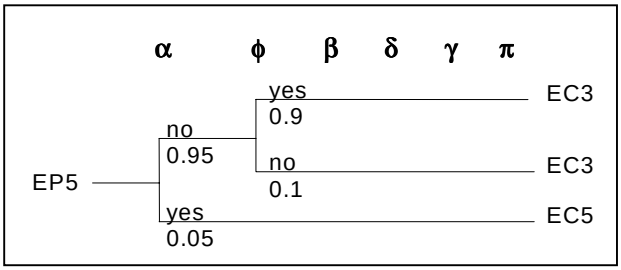


Figure 3. CAREM reactor containment event tree

This containment event tree was originally represented as given below, which corresponds to the step previous to the quantification process in the PSA.

The containment event tree with fuzzy variable is illustrated in Figure 4.

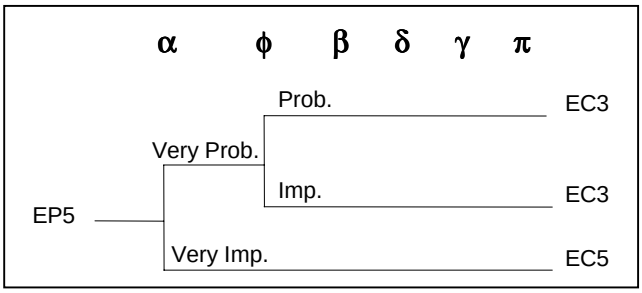


Figure 4. Containment even tree with fuzzy variables

Now, EP5, EC3 and EC5 are represented by membership functions.

VI. RESULTS

In the following, the results of the assumptions and calculations are presented. These correspond to the Plant Damage State, which initiates the event tree, and for each of the decision points.

A. Plant State 5

To express this plant state, its representative values were obtained from the CAREM-25 PSA report. The membership function was considered as a normal distribution whit mean equal to $2.2\ 10^{-8}$ and standard deviation equal to $5\ 10^{-3}$.

B. Very Improbable Membership Function

To evaluate the containment state 5 (EC5), the linguistic variable *very improbable* was used. The membership function was calculated as a normal distribution whit mean equal to 0.027 and standard deviation equal to 0.013.

C. Containment State 5

This containment state was calculated by the equation (1) using the following two membership functions:

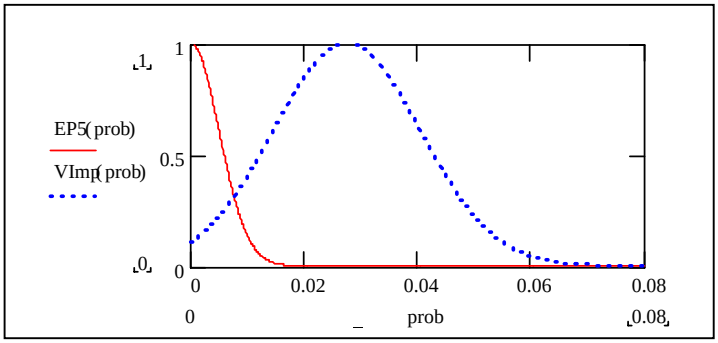


Figure 5. Plant state 5 and very improbable membership function

The containment state 5, evaluated by equation (1), is indicated in Figure 6:

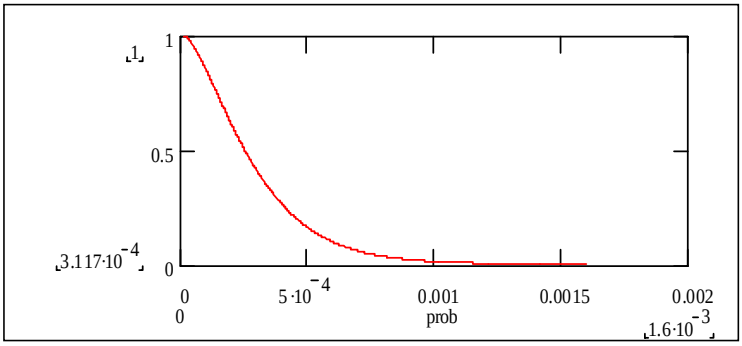


Figure 6. Containment state 5

Membership degree 1 is at a probability equal to 5.94 10^{-10}. A probability equal to 1.1 10^{-9} is the result at the traditional arithmetic study.

D. Very Probable Membership Function

This membership function was calculated as a normal distribution whit mean equal to 0.973 and standard deviation equal to 0.013.

E. Improbable Membership Function

This membership function was calculated as a normal distribution whit mean equal to 0.175 and standard deviation equal to 0.072.

F. Probable Membership Function

This membership function was calculated as a normal distribution whit mean equal to 0.825 and standard deviation equal to 0.072.

G. Containment State 3

This containment state was calculated by the equations (1) and (2).

First, one component of the state is calculated, as shown in Figure 7.

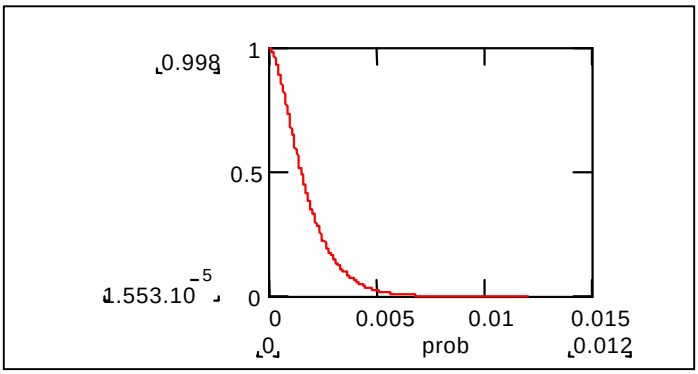


Figure 7. Fuzzy multiplication: EP5, Very Prob., Imp.

Membership degree 1 is at a probability equal to 3.746 10^{-10}. A probability equal to 2.09 10^{-9} is the result at the traditional arithmetic study.

The second component of the containment state 3 results of the fuzzy multiplication of plant state 5, very improbable and probable. This calculation is shown by the function in Figure 8.

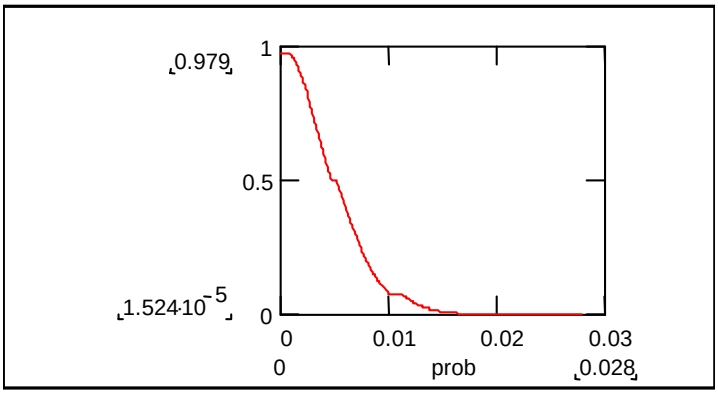


Figure 8. Fuzzy multiplication: EP5, Very Imp., Prob.

Membership degree 1 is at a probability equal to 1.765 10^{-8}. A probability equal to 1.947 $10^{-8}$is the result at the traditional arithmetic study.

Finally, these two components are evaluated by the fuzzy addition as is illustrated in Figure 9.

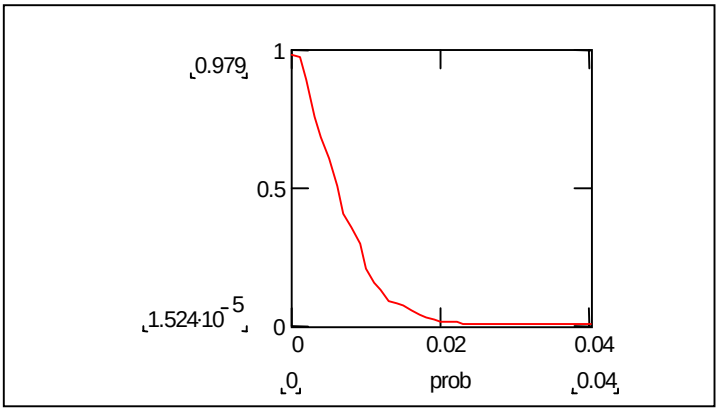


Figure 9. Fuzzy addition

Membership degree 1 is at a probability equal to 2.1406 10^{-8}. A probability equal to 2.156 10^{-8} is the result at the traditional arithmetic study.

CONCLUSIONS

Most natural language contains ambiguity and multiplicity of meaning. The ambiguity of "very probable", comes from the adjective "very". Fuzzy set theory works with quantification of the meanings of words.

The uncertainty of probability generally relates to the occurrence of phenomena, as symbolized by the concept of randomness. Randomness and fuzziness differ in nature; that is, they are

different aspects of uncertainty. The ambiguity lies in the meaning of the words, and since it is an essential characteristic of the words, it always follows them around to some extent.

In the present work, the classical representation of the probabilities by unique numbers has been replaced by fuzzy numbers, which better represent the necessary expert´s opinions for containment failure modes.

The boolean structure of the trees has been kept, and therefore the use of fuzzy mathematics does not distort the logical representation. The mathematical operations (addition, multiplication) have been replaced by fuzzy numbers operations.

The difference between fuzzy mathematics and standard mathematics in the calculation of EC5 was observed to be in one magnitude order. On the other hand, there was no change in the magnitude order in the calculation of EC3.

The method is particularly useful to represent the containment event tree, but it can also be applied to other logical structures. Actually, it is studied the application of fuzzy techniques on classic event and fault trees.

REFERENCES

1. L.A. Zadeh, *"Fuzzy Sets"*, Information and Control, 8(3), p. 338,353 (1965).

2. G. J. Klir / B. Yuan, *Fuzzy Sets and Fuzzy Logic,* p. 19, Prentice Hall PTR, Upper Saddle River, New Yersey 07458 (1995).

3. T. Terano, K. Asai, M. Sugeno, *Fuzzy Systems Theory and its applications*, p. 20, Academic Press Inc., USA (1992).

4. J. Barón, J. Núñez y S. Rivera, *"A Level III PSA for the Inherently Safe CAREM-25 Nuclear Power Station",* International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM-III, Creta, Grecia (1996).

5. U.S. NRC, "Evaluation of Severe Accident Risks", NUREG/CR-4551, 1990.

6. CNEA-INVAP, *"Informe Preliminar de Seguridad – Central Nuclear CAREM"*, V. 14, p.227 (1996).

CAREM-25:
a Low-Risk Nuclear Option

Rivera, S.S. and Barón, J.H.

Presentado en: VI General Congress on Nuclear Energy – VII CGEN"
Minascentro-Bello Horizonte, Brasil, 31 agosto al 3 setiembre 1999

CAREM-25: A LOW-RISK NUCLEAR OPTION

Barón, J.H., Núñez, J.E. and Rivera, S.S.

Autoridad Regulatoria Nuclear e Instituto CEDIAC - Universidad Nacional de Cuyo
Argentina

ABSTRACT

The future use of nuclear energy for electricity production is assumed as a viable alternative at present, mainly taking into account the high environmental impact of the fossil fuel alternatives (greenhouse effect, acid rain). In the worldwide context, however, it is desirable that the next generation of nuclear power stations to be safer than the present ones. To demonstrate the safety level of a particular nuclear installation, the Risk Analysis (or Probabilistic Safety Assessment) is the most appropriate tool. Quantitative risk estimations can be performed with PSA. The risk can be split as the product of two factors: the first one takes into account the occurrence probability of accidental sequences that involve the release of radioactive material, and the second takes into account the magnitude and consequences of such a release. In the present work, the reduction of both factors is analyzed. The probability is reduced by the use of simpler and more reliable systems to perform the safety functions, and the consequence by the use of small power production units, provided with passive mitigation systems and long response times. The work is illustrated with a risk comparison for electricity production with CAREM-25 units, towards classic production units (Atucha II). The results are based on PSAs performed for both plants. The conclusions show an effective risk reduction (both in probability and in consequence) for the innovative CAREM-25 plant, coming to doses so low as to prevent any acute effect in the nearby population.

Keywords: nuclear energy, risk, future reactors, environment

I. INTRODUCTION

The use of nuclear energy in the next future depends, among other considerations, on the safety level of the next generation of Nuclear Power Plants. The safety characteristics will determine the acceptability or not of a certain reactor design, and the safety objective is posed on plants that can withstand severe accidents without exposing the surrounding public to high doses of radiation.

This objective is not possible to fulfill for the present generation of nuclear power plants, where severe accidents likelihood can be reduced to acceptable low values, but their consequences, given their occurrence, may be catastrophic.

Several new designs are being studied and prototypes built, that try to reduce both the likelihood (probability) and consequences (doses), using inherently safe concepts, passive safety systems, and several inherent mitigation features. Among these, the CAREM-25 [1] is designed to have a very high safety level, and severe accidents are explicitly considered during its desgin stage, as recommended in [2] for all future nuclear power plants.

It is difficult to deterministically define which safety level is acceptable, and the Probabilistic Safety Assessment (PSA) becomes a suitable tool to evaluate different alternatives. The risk is expressed as the product of the probability of severe accidents multiplied by the consequence of those accidents, and combined over all the imaginable accidental sequences.

The effort should be posed not only in the severe accident probability reduction, but also in the consequence reduction, and emphasizing the completeness of the study. Several design alternatives for nuclear electricity production have been studied from this focal point, and the CAREM-25 also. A level III PSA was performed for this plant at a basic design stage, and some of

its results are presented in the following sections. It is important to take in mind that the performance of a PSA at an early design stage, allow for retrofitting the risk-based lessons into the design itself, and the process tries to optimize the design and cost of the plant, from a *risk reduction perspective.*

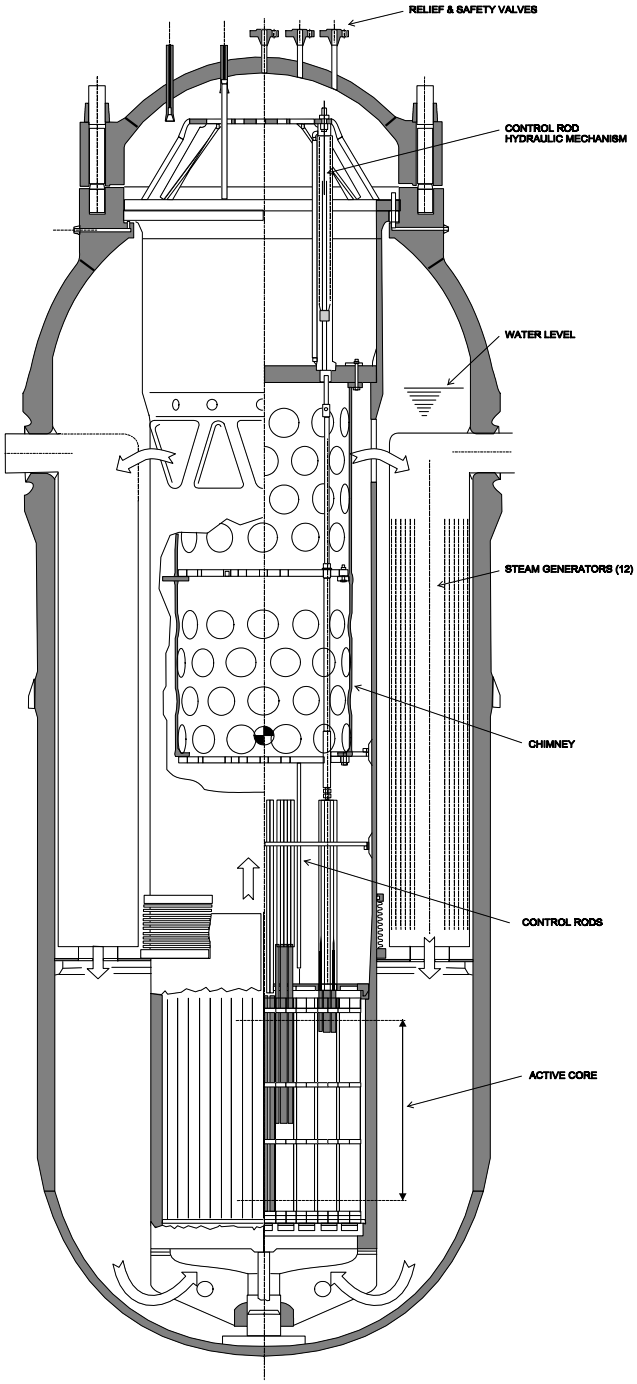


Figure 1. The CAREM-25 Pressure Vessel and Internals

II. THE CAREM-25

The CAREM-25 prototype is a 25 MW(e) nuclear power plant, designed for electricity production in remote areas, and therefore, designed to operate independently of external power supplies. This requirement implies not only normal operation but also operational transients and emergencies.

The plant may be used for other purposes besides electricity production, such as water desalinization or steam production, or a combination of them.

This prototype is scheduled to be built in Argentina at the beginning of the next century, and several support facilities are already built and operating.

The prototype has (Figure 1) a PWR-like compact design with twelve once-through steam generators inside the pressure vessel. The vessel is designed to operate at 120 bar.

The top of the pressure vessel constitutes the pressurizer, and the primary system light water circulates by natural circulation from the core (at bottom) through a chimney to the upper chimney part, then downwards through the steam generators. This natural convection based concept avoids the use of pumps and large diameter pipes.

The only penetrations through the pressure vessel are those for the secondary system, safety systems, auxiliary systems and instrument purposes (small diameter pipes), all of them in the upper part. By this design principle, all the loss of coolant related accidents are *small*.

The control rod hydraulic driven mechanisms are located inside the vessel, and the hydraulic fluid is also water connected through small-diameter pipes.

The fuel is enriched uranium (4%) and operates in the epithermal range to provide for large negative reactivity coefficients for easy operation. It has burnable poison (gadolinium) to flatten the flux profile and to provide for long operating periods between refuelling. The refuelling scheme is of the *batch* type, and it is going to be performed by a specialist's team.

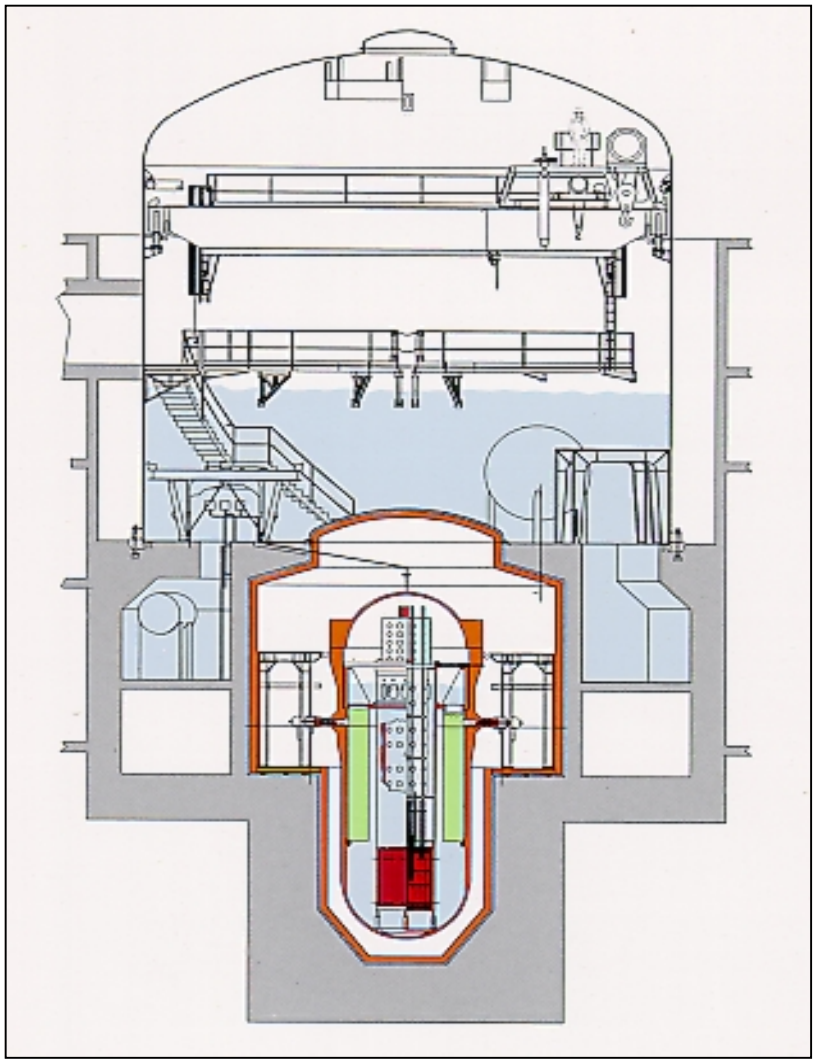


Figure 2. CAREM-25 Containment Concept (1995)

The safety functions make full use of inherently safe processes and they do not need any electric supply. The plant has two independent shutdown systems (gravity-driven hydraulic rods and boron injection by natural convection), a two-stage gas-driven emergency injection system (providing a massive reflooding and a flow-controlled injection), and a passive gravity-driven two-phase emergency cooling system.

At least two redundancies are provided for each safety function performed by each system. The reactor protection system is software-based and uses a distributed logic approach. Besides the logical redundancies, all safety components are designed fail-safe and do not need any external power supply for actuation.

The containment has two separate premises, a drywell that contains the pressure vessel and the primary and secondary systems connections, and a metallic wetwell that includes a pressure suppression pool. See Figure 2. The accident heat can be evacuated to the external air by natural convection.

At present, the CAREM-25 project is in the detailed design stage, and several experimental facilities are set up to demonstrate the basic operating principles, including a full size critical facility, a high pressure thermal hydraulic loop, and low pressures set-ups for control rod hydraulic verification.

III. RISK ESTIMATION

A level III PSA was performed for the CAREM-25 at its 1995 design stage, and some results were presented in [3]. The PSA included only internal events and the siting was assumed to be at Atucha place, to allow for risk comparison to Atucha II NPP.

In this PSA a specific method was used to obtain a representative list of initiating events, which were developed in event trees, and the systems reliability was obtained using fault trees. The quantification data was taken from [4] and [5] and the quantitative analysis was performed with PSAPack [6].

The overall results of the PSA showed a core melt frequency of $1.6e^{-5}$/yr. Then containment event trees were developed and the risk results (release categories frequencies and related doses in the critical group) are indicated in figure 3, together with the licensing criterion curve of the Argentinean regulation [7]. In that figure, each point corresponding to each release category, is really comprised of six estimations which correspond to six different atmospheric stability classes.

An overall risk indicator was obtained, as the sum of the products of yearly frequency times the individual dose (Sv), which gave a value of $1.6e^{-7}$Sv/yr.

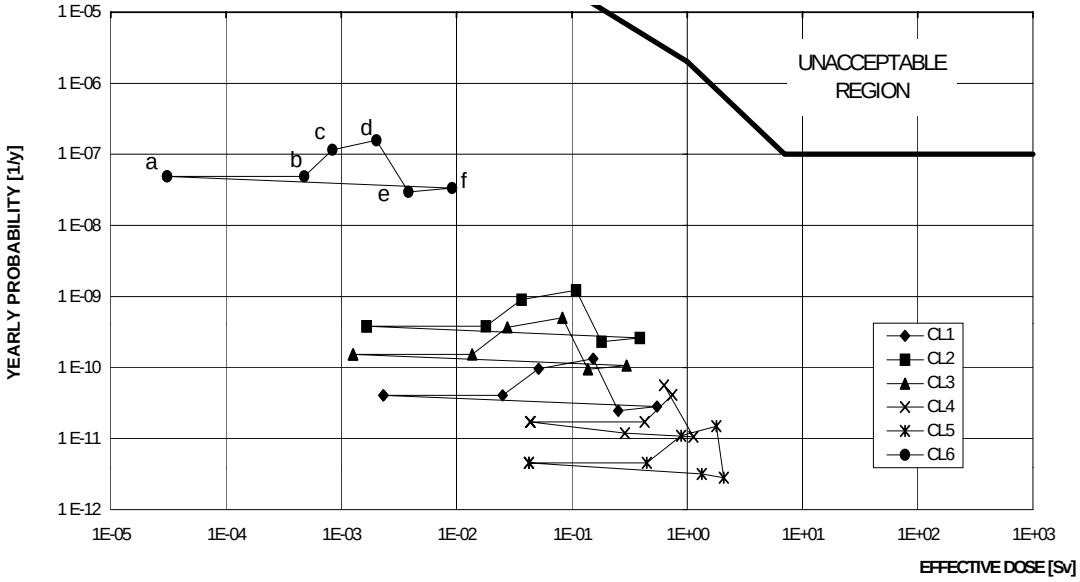


Figure 3. Risk Results for the CAREM-25 prototype (1995)

IV. RISK COMPARISON

A risk comparison was needed for this plant, in order to compare the alternative of producing the same power by using a series of CAREM-25 plants as produced by the Atucha II nuclear power plant, which was analyzed by KWU for the same site in [8]. With these purpose, 28 units of CAREM-25 produce the same output as Atucha II (700 MW) and the comparison is indicated in Figure 4. Thick lines correspond to Atucha II, and thin lines to 28 CAREM-25 stations.

From the frequency point of view, it must be noted that the use of inherently safe systems provide for a significant reduction in the yearly probability of severe accidents, ranging from one to two orders of magnitude.

From the consequence point of view, the reduction is even more drastic, ranging from one to three orders of magnitude, for the same energy output. This is due to the reduced power of each CAREM unit, which makes the consequences of any single severe accident much reduced. This fact is

particularly important because in the CAREM case, the maximum expected doses are of about 1 Sv, and therefore the appearance of early fatalities is almost precluded for every case.

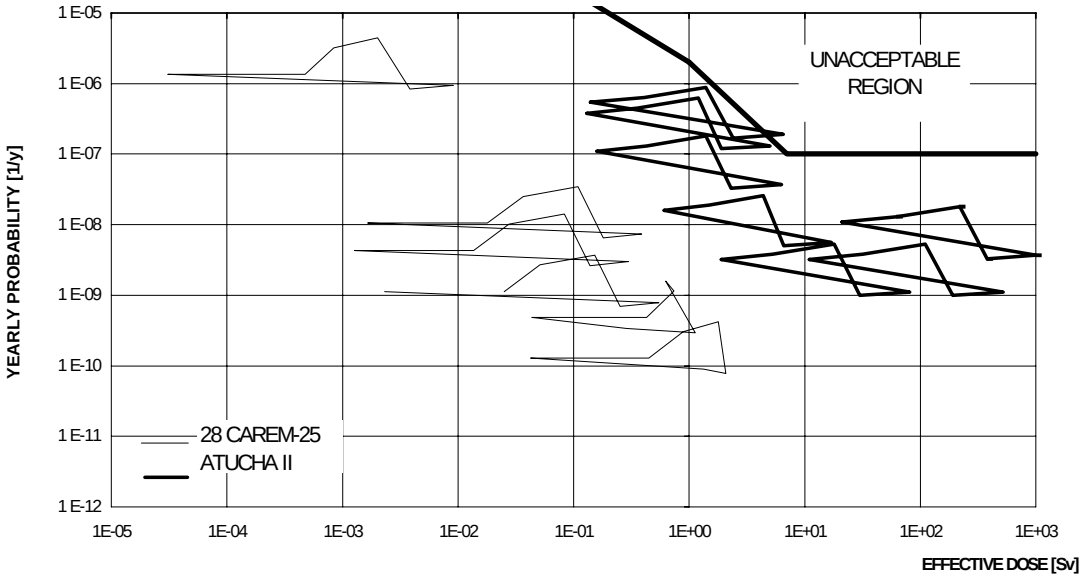


Figure 4. Risk Comparison among Atucha II and 28 CAREM-25 Units

V. DISCUSSION OF RESULTS

The results indicated in Figure 3 show a somehow unbalanced *risk* for different release categories (CLs). Release category 6 shows a high probability with associated very low doses. When analyzing this particular release category, it comes out that the contributing sequences imply no core melt, and the source term to the outside is only coming from the water of the primary system or from the refueling pool. For these particular sequences, no credit was taken in the PSA for corrective actions or control systems, and therefore the likelihood of such sequences was assumed conservatively high.

If more realistic approaches will be taken, this particular category will pose much lower in the probability axis.

The other five release categories correspond to core melt sequences, with different containment responses. They are grouped quite together showing a balanced risk. It must be noted, however, the very low probability values and the very low associated doses (up to about 1 Sv in the most exposed individual of the public, which implies a negligible life risk).

Several sensitivity calculations were performed on the PSA in order to evaluate the influence of several design modifications, from the *risk point of view*.

The suggested design modifications included: the use of a hardware protection system as a backup of the software based system, the use of a different actuation criteria for the second shutdown system, the use of manual actuation for those actions that did not require human actions before one hour, the reformulation of the protection logic, the consideration of electrical recovery actions, several modifications in the containment design, the use of more realistic data for component reliability, etc.

Many conclusions were drawn and retrofitted on the design. With these new *risk oriented features*, the overall core melt frequency was recalculated to be of the order of 10^{-8}/reactor.yr.

Some design modifications took into account the severe accident response expected from the containment, and they included the inertization of the containment atmosphere, the reduction of the steam explosion likelihood (alpha-mode) and the use of isolation condensers for a new containment layout (with the pressure suppression pool at the bottom).

The overall risk indicator was also reduced by several orders of magnitude.

It is important to point out that all the sensitivity calculations were oriented from the PSA, using importance measures (Fussel-Vessely) and ranking considerations.

VI. CONCLUSIONS

The use of small power, innovative units for nuclear energy production has a definitive advantage from the risk point of view.

The comparison of the risk estimations from an equivalent series of CAREM-25 units to the 700 MWe Atucha II PSA results (properly scaled) show two important facts: the first one is the reduction in severe accident probabilities due to the inherently safe concepts of CAREM. The second one is the effective reduction on the expected doses in the public, due to the low power of each CAREM unit, which may shift the risk from catastrophic consequences to very limited effects, eventually eliminating the possibility for early fatalities.

The sensitivity studies performed, towards a more realistic evaluation of the CAREM-25 risk, and retrofitting the design, shows also a dramatic risk reduction by performing some relatively simple modifications.

Two important conclusions can, therefore, be withdrawn. The first one is that the use of PSA with design purposes is a powerful tool, that can effectively contribute to the risk reduction of design-stage NPPs. The second conclusion is that the use of small power NPPs, the overall risk can be substantially reduced due to the small power of each unit (and corresponding small radioactive inventory).

If a future generation of reactors is to come, the use of small units has a dramatic advantage from the *risk point of view*. More than that, it seems possible to completely override catastrophic accidents, by preventing any acute effect even in the vicinity of the power plants and even when severe accidents (i.e. core melt) occur.

REFERENCES

[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, Greece, 1996.

[4] IAEA-TECDOC-478. Component Reliability Data for use in Probabilistic Safety Assessment, 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-KWU, Preliminary Safety Analysis Report – NPP Atucha II, App B, 1981.

Scalability on LHS Samples for Use in Uncertainty Analysis of Large Numerical Models

Barón, J.H. and Núñez Mac Leod, J.E.

Presentado en: International Conference on Safety and Reliability – ESREL ´99
Munich, Alemania, 13-17 setiembre 1999

SCALABILITY ON LHS SAMPLES FOR USE IN UNCERTAINTY ANALYSIS OF LARGE NUMERICAL MODELS

Barón, J.H.
Nuclear Regulatory Authority and Institute CEDIAC, University of Cuyo

Núñez Mac Leod, J.E.
Institute CEDIAC, University of Cuyo

Argentina

ABSTRACT

The present paper deals with the utilization of advanced sampling statistical methods to perform uncertainty and sensitivity analysis on numerical models. Such models may represent physical phenomena, logical structures (such as boolean expressions) or other systems, and various of their intrinsic parameters and/or input variables are usually treated as random variables simultaneously. In the present paper a simple method to scale-up LHS samples is presented, starting with a small sample and duplicating its size at each step, making it possible to use the already run numerical model results with the smaller sample. The method does not distort the statistical properties of the random variables and does not add any bias to the samples. The result is a significant reduction in numerical models running time can be achieved (by re-using the previously run samples), keeping all the advantages of LHS, until an acceptable representation level is achieved in the output variables.

1. INTRODUCTION

The uncertainty and sensitivity studies on the behavior on numerical models have become more and more relevant in recent years. These studies allow for the analysis of the model response to input variables as well as for internal parameters. The numerical models may represent physical problems, logical equations or other structures. Typically, a selected set of input variables or intrinsic parameters are treated simultaneously as random variables, which are properly sampled using Montecarlo, or Latin Hypercube Sampling (LHS) techniques. In this paper, a modification of LHS is proposed, that considers the Scalability of the samples (LHS-S or Scalable Latin Hypercube Sampling).

Additionally to the selection of variables to be treated, another problem appears on the determination of the proper sampling size. With no specific recommendations, the usual case is that the sample size is usually either sub- or over-dimensioned. This is not a big problem when generating the samples, but becomes a real one when running the numerical model, which may imply very large computing costs. A certain sample of size N which is considered adequate during the sampling stage, may be too small when performing the sensitiviy and uncertainty analysis on the output variables of the model, for example, to allow for distinction on the influence of each input variable on the model response. Being that the case, another larger sample should be used, without the possibility of using the already run samples of the smaller attempt. Both Montecarlo as well as LHS do not have an answer to this problem. However, the LHS-S has been designed to overcome this problem.

2. LATIN HYPERCUBE SAMPLING (LHS)

The Montecarlo sampling technique consists on the generation a sample of a random variable, choosing aleatory numbers over the accumulated probability distribution functions of that variable,

in order to obtain the corresponding variable values, which constitute the sample itself. This technique requires a quite large number or samples (or sample size) in order to get an adequate representation of the distribution function (typically thousands or tens of thousands).

Once the sample is generated, the numerical model is run once for each sample value, and the model output variables are then characterized from the statistical point of view, based on the principle that *the transformation of random variables is also a random variable.*

The whole process must be repeated for each input variable of interest, making the multi-variable study an extremely costly process, when the numerical models are moderately complex.

To reduce the needed sample size, Stratified Montecarlo methods were developed. These methods allow for a good representation using sampling techniques with one sample value for each sector (or strate) of a variable. Besides, to allow for the simultaneous multi-variable analysis, the Lating Hypercube Sampling (LHS) technique was developed (Iman & Shortencarrier, 1984). In LHS, besides the stratified generation of samples, a random coupling between the samples of different variables is performed.

The LHS method consists on the selection of the proper parameters and variables to be sampled, the assignation of probability distributions for each (that may be based on theoretical or experimental evidence), the subdivision of each probability distribution in a number of *a priori* defined equi-probable intervals, the generation of a random sample inside each interval and for each variable, and finally the random coupling between the input variables and parameters. As a result of the sampling method, a series of input vectors is obtained, being the number of vectors the number of sampling intervals, and being the size of each vector the number of variables to study.

When the input vectors are obtained, the numerical model is run, once for each input vector. This means that the numerical model is required to be run as many times as intervals are *a priori* assumed in the interval definition, and this that not depend on the number of variables that are sampled. Usually this technique allows for a reduction on the sample sizes on one or more orders of magnitude (depending of the model itself), in order to obtain a certain representativity, when compared to a classic Montecarlo technique.

Howevere, there is a problem, already indicated in the cited paper of Iman & Shortencarrier. The problem is that the representativity of the results can be observed only *a posteriori* of the numerical model runs. In case it is not satisfactory, a completely new sample of a larger size should be generated, by increasing the interval number. For the larger sample, the previously obtained numerical model results cannot be used, because they cause conflicts in the coupling stage, and distort the statiscal characteristics of the results.

This limitation of LHS becomes a very serious one when running complex models (i.e., that imply cpu-hours for each run), and this is the reason why a method that overcomes this limitation is useful.

3. SCALABLE SAMPLE GENERATION

The developed procedure is in its first stages similar to LHS. The probability distribution functions for each variable to be sampled are used. Over these distribution functions the ordinate axis is stratified in order to obtain equi-probable intervals, in disjoint adjacent sectors, and a random sampling is performed, generating one sample value for each interval. The corresponding variable values are obtained on the x-axis. Then the samples generated for all the variables of interest, are randomly coupled, checking the process by looking at the correlation factors between variables, which should be acceptably small. Two generations of random number have been used up to now, one for the sampling and other for the coupling.

This is the classic LHS approach, and then the numerical model is run for the input vectors. The model output variables are than studied from the statistical point of view.

In the case that this study is not satisfactory (i.e., that the statistical properties such as mean, variance, percentiles, etc, do not have a good representation), a new cycle is initiated, increasing the sample size. This is the initiation of the scaling process.

In the new cycle, the already sampled sectors are taken again and subdivided in adjacent disjoint equi-probable sectors (i.e., dividing each sector by two). A recognition of those sectors that do not have a sample value is performed, and for those new sample values are generated, randomly.

In Figure 1 (Values selected from each interval) the stratification and sampling process is indicated for a generic variable x, dividing the y-axis in four equi-probable intervals and generating four sample values (x1, x2, x3, x4). To scale-up the sample size, each interval is divided in two (Figure 2, New values selected for each non-sampled interval) and samples are generated in those intervals (x5, x6, x7, x8) where a previous sample value does not exist (allowed intervals in the right side figure).

Next in the process, the new sample values obtained for all the variables are randomly coupled, forbidding the combination with values that belong to the previous sample size. In such way, a new set of input vectors, the same size that the previous one, is obtained, and the numerical model is run again.

In Figure 2, the random coupling for two variables of the initial sample of size 4 is indicated. Initially, a set of four samples is obtained (1, 2, 3, 4). When scaling the process, four new samples are obtained (5, 6, 7, 8), which are also randomly paired and aggregated to the initial set, conforming a unique set of eight input vectors.

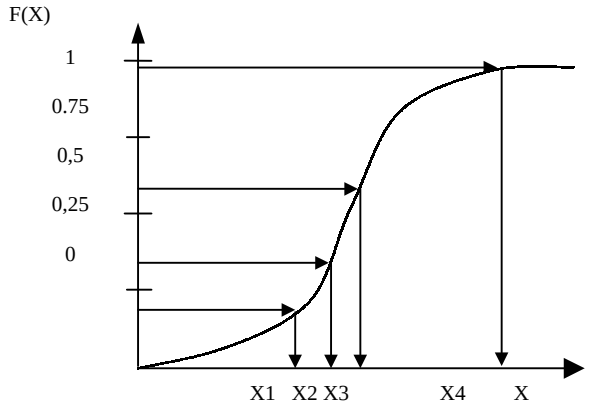


Figure 1. Values selected from each interval.

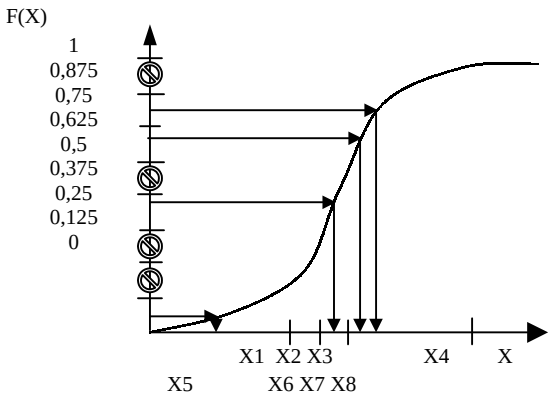


Figure 2. New values selected from each non-sampled interval.

The input vectors initially obtained and the obtained in the new cycle form the set of the actual input vectors, and the numerical model results initially obtained, merged with the presently obtained, constitute the actual output set. This output set is again analyzed from the statistical point of view and characterized. If found to be necessary, the sample size duplication process is repeated, until the representativity of the output set is satisfactory.

With this scaling process, the need for a large number of runs for the numerical model is reduced, by using the previous obtained results as part of the present set of results.

4. EXAMPLE AND COMPROBATION FOR TWO RANDOM VARIABLES

Next, an example on the use of the technique is presented. In this example, two random variables are combined. These variables are assumed to have gaussian distributions with mean 0 and variance 1.

Those probability distributions are sampled with the beforementioned technique, subdividing each accumulated probability distribution in ten equi-probable intervals. The sample values are indicated in Figure 3 for both variable 1 and 2. The random coupling for both variables is indicated also in Figure 3, with variable 1 in the x-axis and variable 2 in the y-axis.

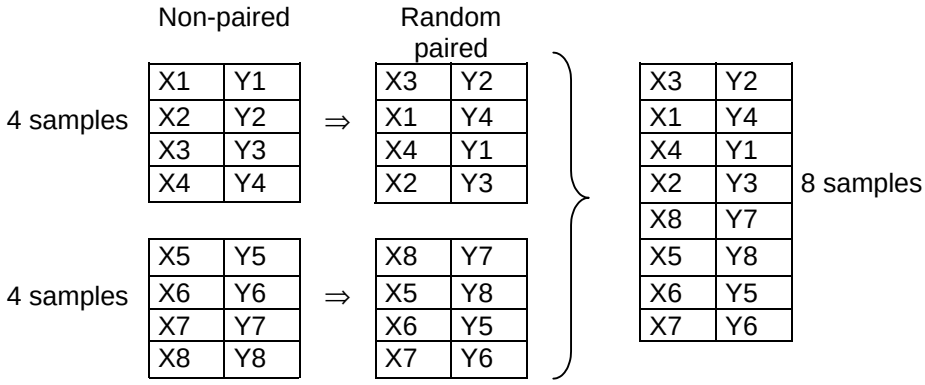


Figure 3. Pairing of samples.

If it is supposed that the representativity degree is not sufficient, each interval is divided in two, generating and coupling new samples for the empty intervals. The results obtained for variable 1 when using 20, 40, 80 and 160 intervals are indicated in Figure 5.

The results of the successive couplings between the two variables can be seen in Figure 6.

Next, on Table 1, the correlation values for each sample size are indicated

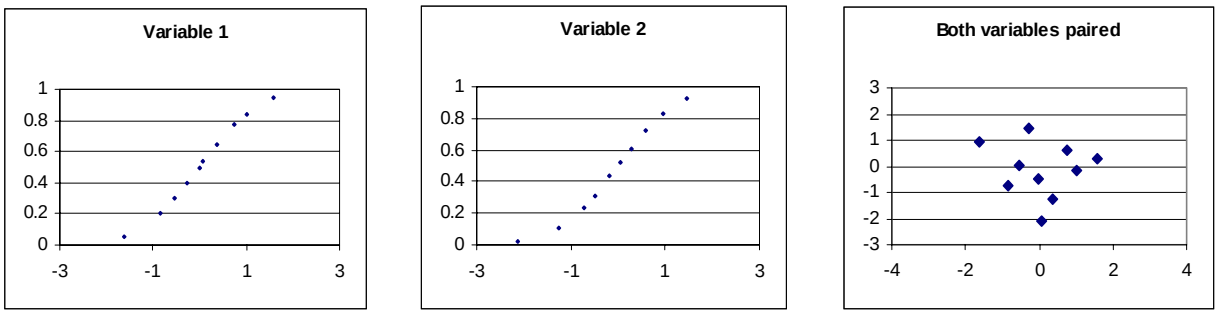
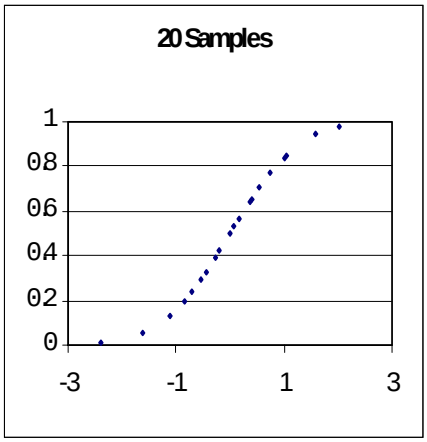
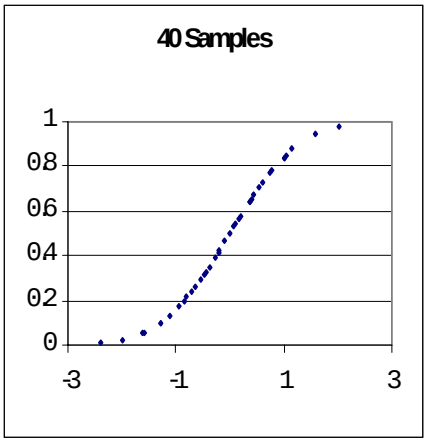
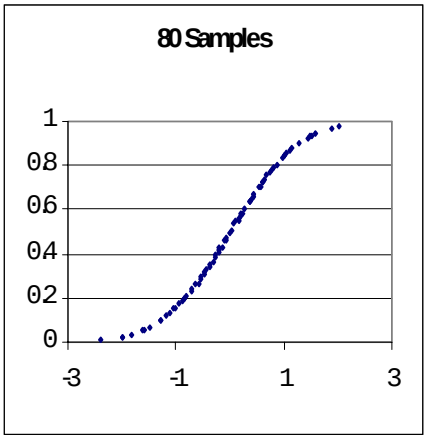


Figure 4. Samples values and paired for variables 1 and 2.







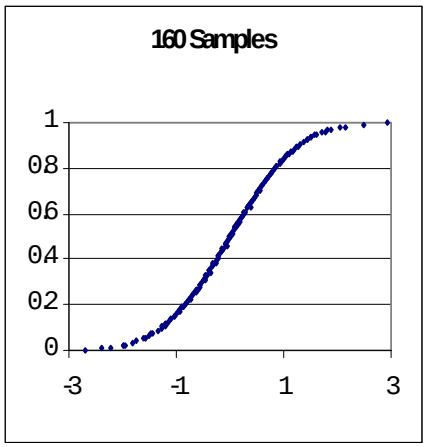
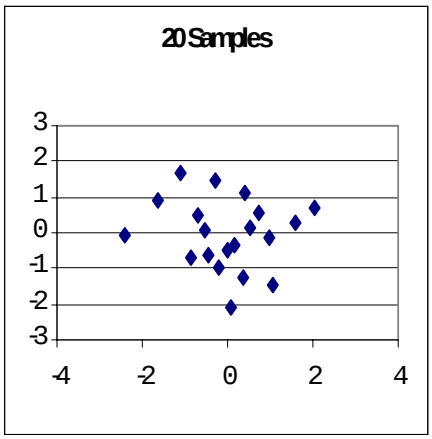
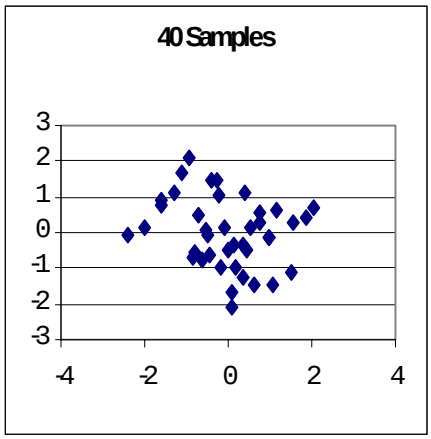
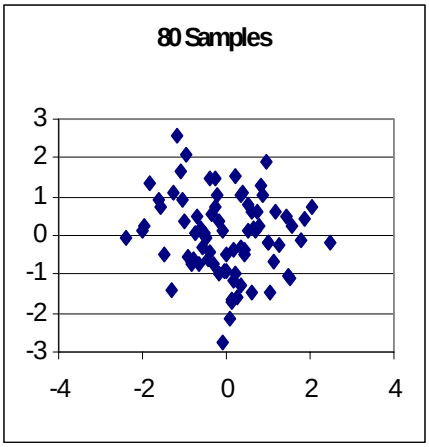


Figure 5. Value samples for variable 1.







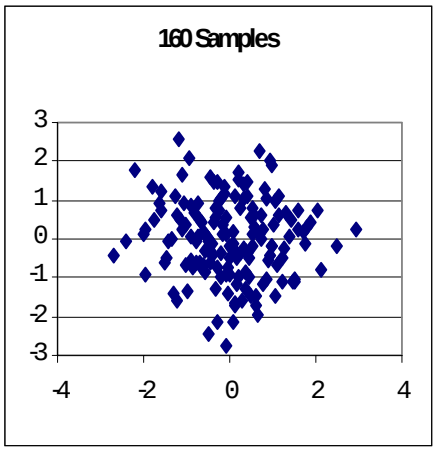


Figure 6. Paired for different samples size.

Table 1. Correlation Coefficients, covariance and variance for both variables.

Samples	Correl. Coeff.	Covariance	Variance Var. 1	Variance Var. 2
10	-0.133	-0.118	0.869	1.113
20	-0.123	-0.123	1.119	0.978
40	-0.118	-0.125	1.056	0.951
80	-0.113	-0.127	1.032	0.980
160	-0.060	-0.067	1.027	0.995

It is observed that the scaling process does not disturb the indicated probability distributions, and in all cases the correlation level is kept sufficiently low, in order to guarantee the random nature of the method. The covariance also indicates the sample independence.

5. CONCLUSIONS

A simple method to scale-up multi-variable samples generated with the LHS technique has been presented, starting with a small sample size and gradually increasing its size.

The method allows for the use of the sample vectors obtained in the previous step, in order to reduce the needs for numerical model runs. This is done without distorting the statistical properties of the samples.

This method is particularly valid for the cases when the numerical model is complex, and involves large running times.

The method does not impose any condition on the numerical model to analyze, which can be treated as a *black box* for the uncertainty and sensitivity analysis.

REFERENCIAS

Iman, R. & M. Shortencarier 1984, *A FORTRAN 77 program and user's guide for the generation of Latin Hypercube and random samples for use with computers models*, NUREG/CR-3624, U.S. Nuclear Regulatory Commission.

Cómo detener un accidente con fusión de núcleo (sin hacer nada)

Barón, J.H.

Presentado en: XXVI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear
San Carlos de Bariloche, Argentina, 9-12 noviembre 1999

CÓMO DETENER UN ACCIDENTE CON FUSIÓN DE NÚCLEO (sin hacer nada)

Barón, J.H.

Autoridad Regulatoria Nuclear e Instituto CEDIAC - Universidad Nacional de Cuyo
Argentina

RESUMEN

En el eventual caso de un accidente severo en un reactor nuclear, el núcleo fundido puede relocalizarse en el interior del recipiente de presión, lo que puede llevar a su falla debido al ataque térmico del núcleo fundido (aproximadamente 3000K) sobre el acero del recipiente. La falla del recipiente de presión implica la falla de una importante barrera que contiene el material radiactivo generado durante la operación del reactor, con un riesgo importante de producir elevadas dosis radiactivas en los operadores y el público.

En la nueva generación de reactores nucleares, se requerirá que por diseño sean capaces de soportar un accidente con fusión de núcleo, sin que ello implique la evacuación inmediata de la población circundante. En esta línea se postula el uso de un sistema totalmente pasivo que cumple con el objetivo de contener el núcleo fundido dentro del recipiente de presión, a baja temperatura (aprox. 1200K), sin producir su falla. En el presente trabajo se presenta el diseño conceptual de un Dispositivo Pasivo para Mitigación de Accidentes Nucleares Severos (*in-vessel core catcher)*, construido en zinc y diseñado para la Central Nuclear CAREM-25.

INTRODUCCIÓN

Desde el accidente de Three Mile Island (marzo de 1979) se tuvo la evidencia de la ocurrencia de los accidentes nucleares llamados “severos”, es decir, que implican la fusión del núcleo del reactor. En este accidente en particular, debido a una serie de factores fortuitos, no se produjo la falla del recipiente de presión del reactor, y por lo tanto las liberaciones de material radiactivo resultaron muy pequeñas. En el otro accidente severo ocurrido en la historia (Chernobil, 1986) la fusión incontrolada del núcleo, y la falta de un adecuado sistema de contención, llevaron a un accidente de consecuencias elevadas, causando inclusive varias muertes inmediatas.

En base a la experiencia de estos dos accidentes, y de muchos experimentos a pequeña escala, se han desarrollado a lo largo de los últimos años una serie de conceptos de seguridad inherente, de modo de disminuir la probabilidad de ocurrencia de accidentes severos, y de mitigar sus consecuencias en caso de que estos ocurran.

Durante la ocurrencia de un accidente con fusión de núcleo, el mismo es posible de relocalizar hacia las partes bajas del recipiente de presión que lo contiene. Dicho núcleo fundido (en la jerga “corium”) está compuesto por una mezcla de dióxido de uranio, óxidos de zirconio, zirconio metálico, acero, y otros elementos, con una temperatura elevada y generación de potencia propia por el decaimiento radiactivo de los elementos constituyentes del núcleo y por las reacciones químicas que tienen lugar.

La temperatura del corium, en realidad, está limitada por la presencia de hierro, como componente del acero estructural, que llega a condiciones de ebullición, manteniendo la temperatura del corium fundido en valores cercanos a los 3000K. El corium fundido, en contacto con la pared del recipiente de presión, puede fácilmente causar su falla debido a fusión localizada, creep o erosión.

GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS

Dada la ocurrencia potencial de accidentes severos, se hace relevante analizar las medidas y acciones que permitan gestionarlos, es decir, que permitan minimizar las consecuencias de los mismos y detener las secuencias accidentales. Estas acciones, dada la fusión de núcleo, están dirigidas a mantener la integridad del recipiente de presión. Ahora bien, mantener dicha integridad se hace particularmente difícil por las altas temperaturas, que podrían dañar cualquier sistema activo previsto para esta acción, y por lo tanto, inhibir la propia acción.

En el mundo se han propuesto varias soluciones tecnológicas para lograr la retención del corium dentro del recipiente de presión, es decir, sin causar su falla. Las propuestas se basan en la colocación de un crisol de material cerámico inmediatamente por debajo del núcleo, de modo de "recoger" el núcleo fundido o degradado y prevenir su contacto con la pared del recipiente. Sin embargo, esa metodología requiere de medios activos para refrigerar el crisol y prevenir su falla en el mediano plazo, además de plantear serios problemas sobre la posible re-criticidad del núcleo con el agregado de agua. Es importante destacar que, dada la severidad del accidente en sí, resulta muy difícil asegurar la actuación de sistemas de refrigeración o inundación.

En este contexto, se analizan alternativas *pasivas* de mitigación, es decir, la utilización de elementos que con su sola presencia logren detener la secuencia accidental severa. A eso se refiere el título de este trabajo, en cuanto a detener un accidente con fusión de núcleo, sin hacer nada. Para ello deben proponerse alternativas que no necesiten ningún suministro energético para funcionar.

La alternativa pasiva propuesta en este trabajo, consiste en utilizar la combinación de un crisol de material metálico de bajo punto de ebullición (*core catcher*), en conjunto con la refrigeración pasiva con agua de la pared del recipiente de presión desde el lado exterior (*ex-vessel cooling)*. El fenómeno de refrigeración desde el exterior ha sido estudiado para diversos tipos y tamaños de reactores, concluyendo con la factibilidad de refrigeración, sin llegar a flujo calórico crítico, para reactores de potencias pequeñas y medianas (hasta 600 MWe). De todos modos, las temperaturas alcanzadas en la pared (en ausencia de *core catcher*) del recipiente, son suficientemente elevadas como para tener el potencial de causar la falla localizada.

DISEÑO CONCEPTUAL DE UN CORE CATCHER DE ZINC

En el presente trabajo se presenta el diseño conceptual de un dispositivo totalmente pasivo para lograr mantener la integridad del recipiente de presión durante una secuencia accidental con fusión de núcleo. El principio de funcionamiento que se pretende estudiar, es justamente el mismo que limita la temperatura del corium. Consiste en la introducción de un material de bajo punto de ebullición, en una relación de masa suficientemente favorable, de modo de limitar la temperatura de la mezcla de corium y *catcher* fundido a un valor muy por debajo de la temperatura de falla del recipiente. Se ha elegido zinc, por tener una temperatura de ebullición de 907C, además de tener propiedades termodinámicas y mecánicas adecuadas.

En la Figura 1 se indica el diseño conceptual del *core catcher* de zinc, para la configuración del recipiente de presión del CAREM-25. En este caso la relación de masas entre el núcleo del reactor y el *catcher* es de 1:5.

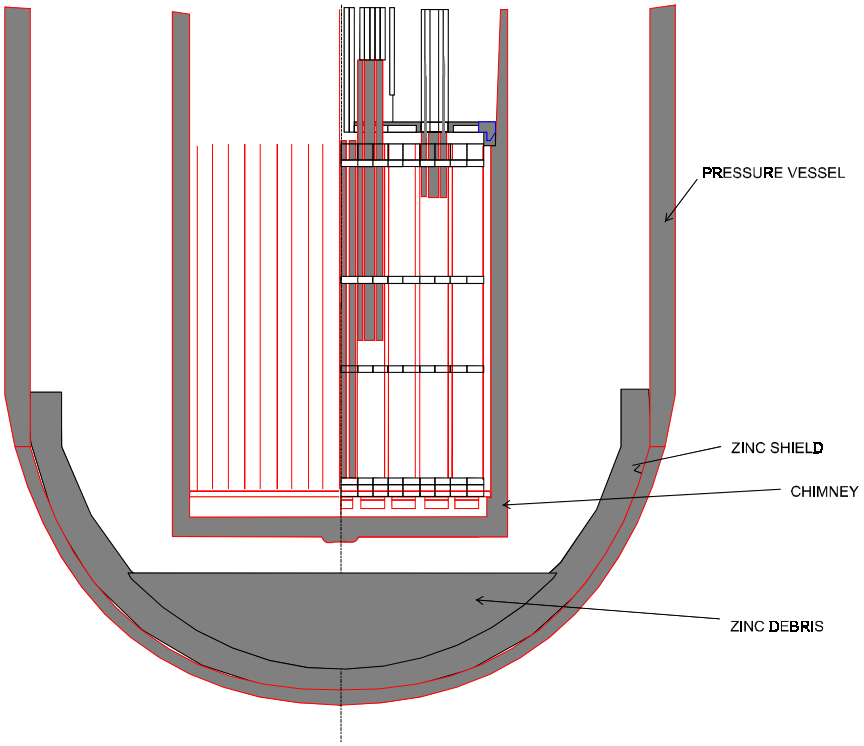


Figura 1. Parte baja del recipiente de presión del CAREM-25, incluyendo el *in-vessel core catcher*

El concepto se ha analizado para la geometría y características del reactor CAREM-25, pero su extrapolación a otras centrales nucleares es obvia. En el caso particular del CAREM-25, el concepto resulta aún más favorable, por cuanto la relación geométrica de área a volumen del recipiente de presión es muy alta, lo que lo hace particularmente apto para ser refrigerado (en el mediano plazo) desde el exterior (*exvessel cooling*). Por lo tanto, la estrategia a seguir será la de combinar las ventajas de la refrigeración externa (proveyendo la fuente fría final) con la limitación de la temperatura máxima de la mezcla de *corium* mediante el uso del escudo de zinc.

Además de las ventajas en la prevención, totalmente pasiva, de la falla del recipiente de presión, el *catcher* metálico cumple funciones de prevención de re-criticidad, y de prevención de ocurrencia de explosiones de vapor, que podrían causar la falla violenta del recipiente de presión y aún de la contención (conocido como modo alfa en los análisis de riesgos).

Esto se debe a que el material del *catcher* es mal moderador, y dada su ventajosa relación de masa con el *corium*, previene toda posibilidad de re-criticidad. En cuanto al modo alfa, su prevención se debe a que para que se den las condiciones de una explosión de vapor, debe formarse primero una cantidad sustancial de mezcla de partículas de *corium* con agua (conocida como etapa de *premixing*), y este hecho es imposible en la geometría propuesta, por el simple hecho de no haber espacio suficiente para que se acumule agua.

PRINCIPIO DE FUNCIONAMIENTO

En caso de ocurrencia de un accidente con fusión de núcleo, el comportamiento esperado es tal que los materiales del núcleo relocalizarán fundidos o sólidos a muy alta temperatura, interactuando al comienzo con la parte estructurada superior (zinc debris) del *catcher*, luego fundiéndolo progresivamente, al igual que al casquete (zinc shield), en un transitorio que favorecerá el mezclado entre las distintas fases.

Dicho mezclado es importante pues si no se produjese, podría ocurrir una situación en la cual los distintos materiales se segregaran por diferencias de densidad, con la formación de una zona inferior más rica en dióxido de uranio, que es el material generador de potencia de decaimiento. Dicha situación estratificada es desfavorable desde el punto de vista de su refrigerabilidad, aunque para el caso de la pequeña potencia del reactor CAREM-25, aún en condiciones estratificadas está garantizada la estabilidad del recipiente.

Durante la etapa de fusión y ebullición, hay una sustancial absorción de energía por el propio zinc del *catcher*, debida a la entalpía de fusión, capacidad calorífica en fase líquida, y finalmente entalpía de evaporación. El zinc, mientras permanezca en ebullición y adecuadamente mezclado, limitará la temperatura de la mezcla a su temperatura de ebullición. El zinc evaporado es esperable que condense en las estructuras superiores (frías) del reactor y sobre sus paredes, y retorne a la mezcla en ebullición. Para ello es necesario refrigerar el exterior del recipiente de presión de modo de proveer dicha fuente fría en el mediano plazo.

Para el caso del reactor CAREM la capacidad de absorción de energía del zinc por sus cambios de fase es tal que permite dilatar por varias horas la necesidad de refrigeración externa al recipiente de presión, aún en el caso de una relocalización completa de núcleo fundido.

En toda la fenomenología analizada existen grandes incertidumbres, debidas sobre todo a la secuencia temporal de eventos durante el accidente, que determinan el estado de daño del núcleo, la potencia de decaimiento presente al momento de relocalizar, y las pérdidas de energía por radiación y convección, hacia otras estructuras, hacia el agua remanente, etc. De todos modos, aún con hipótesis conservativas, el concepto es particularmente apto para el CAREM-25.

ESCENARIOS FINALES

A partir del diseño conceptual del *core catcher* se han concebido escenarios “finales”, es decir, en qué estado quedaría la mezcla de núcleo fundido y *catcher* luego de la interacción transitoria.

Estos escenarios se pueden representar por los dos casos extremos, en el primero de los cuales hay un mezclado eficiente (escenario optimista, Figura 2) y en el segundo de los cuales hay una estratificación completa por diferencia de densidades (escenario pesimista, Figura 3). En ambas figuras los restos de núcleo, o *corium*, están en rojo.

Se observa que el escenario optimista permite una mejor refrigeración de los restos del *corium*, y esto es relevante no sólo en cuanto a la integridad del recipiente de presión, sino también en cuanto a la liberación de productos de fisión, que obedece a un proceso de difusión dentro de la matriz de dióxido de uranio, y por lo tanto aumenta considerablemente con la temperatura.

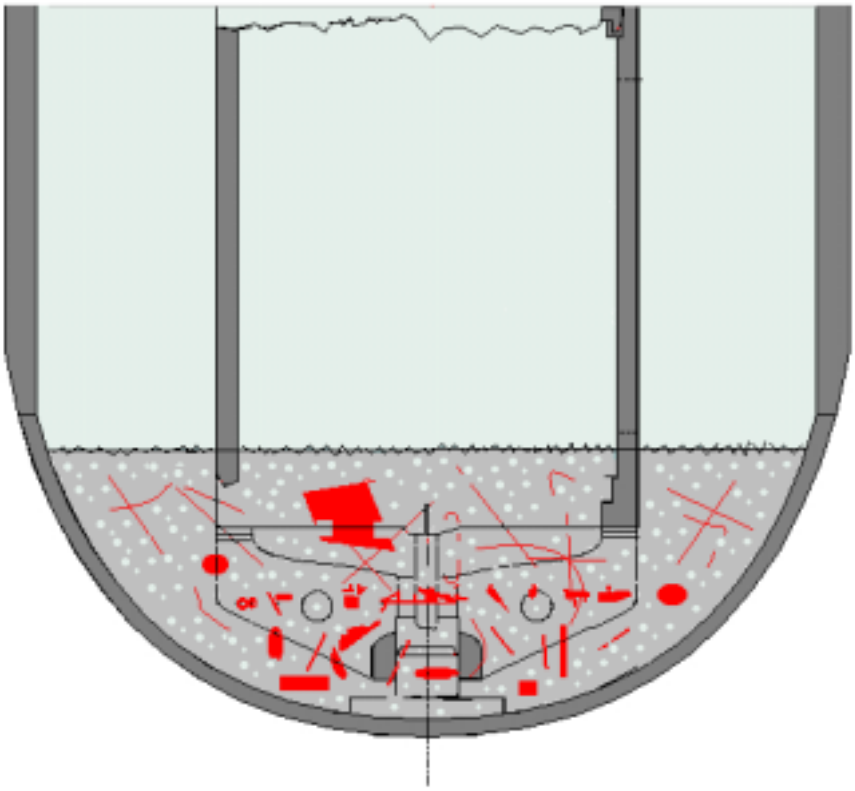


Figura 2. Escenario final optimista (restos de núcleo en rojo*), con buen mezclado

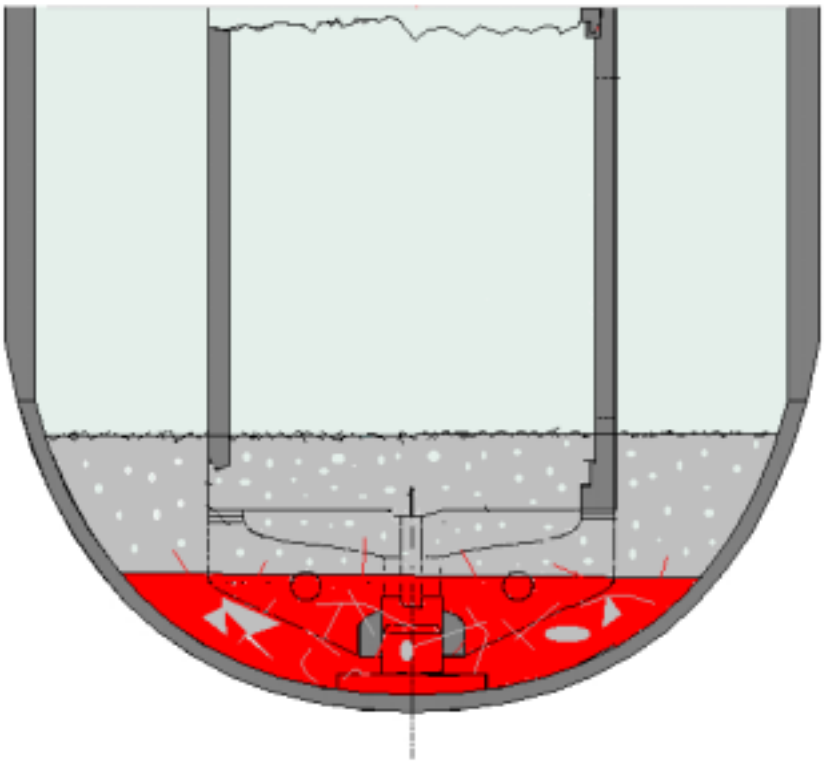


Figura 3. Escenario final pesimista (restos de núcleo en rojo*), con estratificación por densidad

* sólo visible en versión CD

PERSPECTIVAS

El interés inherente del concepto presentado radica en que, si se valida un concepto de este tipo, se podrá dotar a los reactores nucleares de futura generación de un dispositivo totalmente pasivo para mitigar accidentes con fusión de núcleo. Desde el punto de vista del riesgo, implica una enorme ventaja en cuanto que un reactor nuclear podría sufrir un accidente severo, sin que ello implique liberaciones significativas de elementos radiactivos, y por consiguiente, dosis significativas en el público.

El presente trabajo es objeto de una propuesta en conjunto con varias instituciones europeas dentro del llamado al Quinto Programa Marco de EURATOM, donde se postulan varias tareas analíticas y experimentales que permitan validar el concepto.

Asimismo, se contemplan una serie de tareas para estudiar y experimentar, a escala de laboratorio, las propiedades del zinc y sus interacciones a altas temperaturas con materiales prototípicos del núcleo, así como ensayos relativos a la operación normal del reactor con el escudo de zinc colocado (química del agua, aspectos radiológicos y compatibilidad de materiales).

Radon Determination by Activated Charcoal Adsorption and Liquid Scintillation Measurement

Canoba, A.C.; López, F.O. and Oliveira, A.A.

Publicado en: Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, vol. 240, no. 1, p. 237-241, 1999

RADON DETERMINATION BY ACTIVATED CHARCOAL ADSORPTION AND LIQUID SCINTILLATION MEASUREMENT

Canoba, A.C.; López, F.O. and Oliveira, A.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

A passive diffusion method for the determination of radon concentration has been optimised and calibrated. The device consists of a scintillation vial containing activated charcoal, a diffusion barrier and a desiccant agent. The response to diverse atmospheric humidity and variable exposure intervals was studied. The result is a detector independent of atmospheric humidity till 7 days of exposure. The method was compared with electret detectors (US EPA) with very satisfactory results. The advantages of this method are its simplicity, low cost, low detection limit, the total automatization of the measurement and its absolutely independence of humidity to measure in a wide range of radon concentrations.

INTRODUCTION

The radon gas (^{222}Rn) is the most important source of natural radiation. It has been estimated that ^{222}Rn and its short lived decay products contribute with three quarters of the annual effective dose received by man from natural terrestrial sources and is responsible for about half of the dose from total sources[1]. The greater part of this dose is derived from the inhalation of the short lived progeny, and this is especially true indoors. Because radon poses such a serious health problem, it is important to measure and mitigate indoors to reduce occupant exposure.

Diverse techniques have been developed to measure the radon gas concentration in air, some of the better known methods are thermoluminicent detectors, nuclear track detectors, electret ion chambers, and continuous radon monitors.

In the last years, a lot of work has been done on the measurement of radon by adsorption on activated charcoal [2-3-4-5-6-7-8-9-10], based on its well known property of adsorbing different gases and vapors, including radon, by means of Van Der Waal's basic principle. In most cases, the quantity of ^{222}Rn adsorbed is later measured by counting the gamma ray emissions of both lead-214 and bismuth-214. This is possible due to the short half lives of these progeny.

The purpose of this work is to optimise and calibrate a method to determine the concentration of ^{222}Rn in air, by means of its adsorption on activated charcoal and its subsequent measurement in a liquid scintillation counter[11], taking advantage of the alpha-beta decay of the short lived ^{222}Rn decay products, once equilibrium has been reached.

Water vapor is the predominant factor that interferes in the adsorption of ^{222}Rn on activated charcoal, as it competes with ^{222}Rn in its adsorption capacity[12-13]. This point is very important for us as in a great part of Argentine the humidity reachs very elevated values. The quantity of water vapor adsorbed is directly proportional to the relative humidity at constant temperature. The quantity of radon adsorbed decreases slightly with an increase in temperature, although this decrease is not significant in our work range temperature[6]. To decrease the water vapor effect, diffusion barriers were tried, as well as different types of desiccant agents.

The advantage of this technique is that it is completely passive, of very low cost, higher efficiency and a lower detection limit compared with gamma-spectrometry methods. Finally, this measurement method can be fully automated and is completely independent of humidity till 7 days of exposure.

EXPERIMENTAL

Detector design

The sampler used for the measurement of radon concentration in air consists of a 20 ml, low ^{40}K, glass scintillation vial. Two (2) grams of activated charcoal (Norit RKJ 1,5) are placed in the bottom of the scintillation vial, then a diffusion barrier consisting of a 1 cm thick synthetic sponge is inserted, four (4) grams of a particulate desiccant (silica gel) is then added to adsorb water vapor, and the lid is screwed on. Any adsorbed moisture is removed from the charcoal and the desiccant by heating them in a 120^{o}C oven for three hours prior to weighting the parts and assembling the vials.

The relative proportions of the constituents are the result of research made to optimise the ability to adsorb the radon. By studying different combinations in weight of activated charcoal and silica gel, and the addition of a diffusion barrier, this device has proved to be an excellent method to measure radon-222.

Sampling is carried out by exposing the sampler where the ^{222}Rn measurement is to be carried out by unscrewing the lid of the assembled glass vial for a determined period of time. The ^{222}Rn gas diffuses into the charcoal and is adsorbed. Once the collection period is completed, the lid is screwed back on. At the laboratory, the lid is opened and the desiccant and the diffusion barrier are removed. Ten (10) ml of a scintillation solution are added, and the vial is sealed with a silicon based adhesive. The scintillation solution is prepared by dissolving 5 g of PPO (2.5 Diphenyloxazole) and 0.05 g of POPOP (2.2-p-Phenylene-bis (5-phenyloxazole)) diluted to 1 L. with toluene . Toluene and the scintillators are of “scintillation grade”. To favor desorption of the radon gas from the charcoal to the scintillation solution, the vial is shaken vigorously. The vial is then centrifuged for five minutes at 2000 r.p.m. The closed vial is left for at least six hours to allow radiological and chemical equilibrium and then, it is counted using a low background liquid scintillation counter (Model Tri-Carb 2550 LL, Packard).

Calibration

The calibration of the method was carried out using a one cubic meter, acrylic reference chamber that contains uranium ore as the ^{222}Rn source. The temperature, humidity and ^{222}Rn concentration are controlled and monitored constinuously. The ^{222}Rn concentration is measured using scintillation cells[14], and counted in a scintillation cell counter (Model Ludlum 2200).

To study the effect of atmospheric humidity on the response of the samplers, a series of tests were undertaken using the calibration chamber to evaluate changes in the response varying the different parameters. The samplers were exposed in quintuplicate to three different humidities: 30%, 50% and 80%, these being representative of low, medium and high humidity conditions respectively. The calibration chamber humidity was maintained constant during each set of tests. To lower the humidity, the air in the chamber was pumped through a

closed circuit having desiccant drying columms until the desired value was reached. To raise the humidity values, water is evaporated inside the chamber. Humidity was measured using a hydrometer.

The experiments were carried out at a constant temperature ranging from (20-22^{o}C) for exposure periods which varied between 17 and 170 hours.

The exposed samplers were processed and measured as previously described. For each humidity condition, no fewer than 60 samplers were used to obtain the calibration curve.

The equation which was used to calculate the empirical calibration factor is:

$$F = (t_e \, e \, C_r \, D) / C_n \quad (1)$$

where:

F*:* the calibration factor (h m^{-3})

t_e*:* exposure period (hours)

e*:* total efficiency (counts per minute Bq^{-1})

C_r*:* reference concentration of ^{222}Rn (Bq m^{-3})

D*:* correction factor due to radioactive decay

C_n*:* net cpm, i.e. measured counts per minute - background counts per minute

The correction factor due to radioactive decay is expressed by the following equation:

$$D = \exp -(\lambda \, t) \quad (2)$$

where **λ** is the radon radioactive decay constant and **t** is the time from the middle of the exposure time till the beginning of counting[2].

Once the calibration factor has been calculated, the radon concentration of an unknown sample is obtained in the following way:

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

where:

C_{rx}*:* radon concentration unknow sample (Bq m^{-3})

RESULTS AND DISCUSSION

Figure 1 shows the results of the calibration of the method for different exposure times and different humidity conditions.

It is observed that the adsorbed concentration of radon is linear for all the studied conditions for an exposure period of up to 7 days.

The linear regression curves obtained for each humidity condition (Figure 1), were analysed, and as can be seen, no significant differences between the calculated parameters for the three conditions analysed may be observed. This is fundamentally due to the combined effect of the diffusion barrier and the adequate quantity of desiccant used.

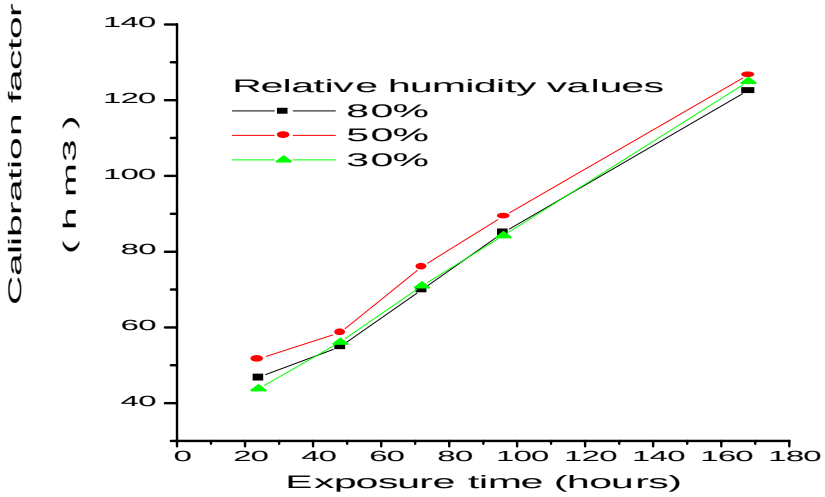


Figure 1. Calibration factor vs. different exposure times for different humidity conditions.

When drawing the linear regression curve including all the data (for 30%, 50% and 80% humidity), we obtain the curve shown on Figure 2, with a correlation factor of 0.997 which indicates that the proposed method has an excellent response and may be used without applying any correction for atmospheric humidity while monitoring, as it is independent of the variations in the humidity.

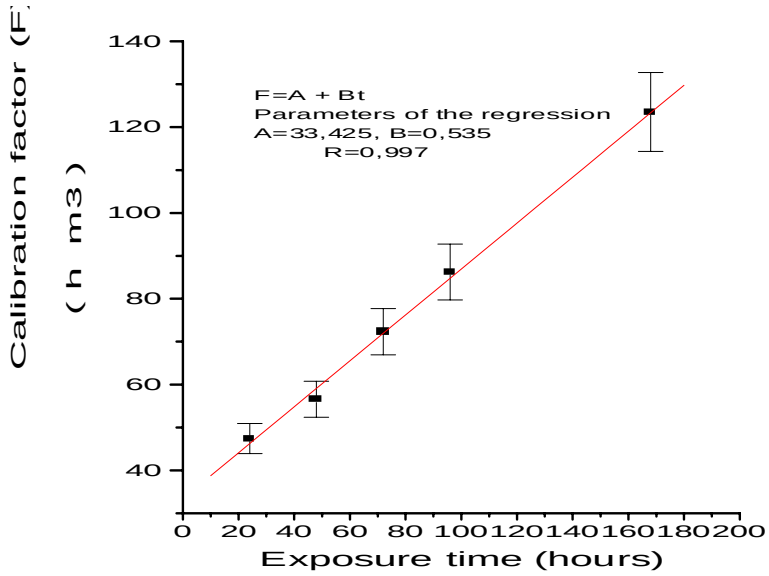


Figure 2. Linear regression curve including all the data analysed (for 30, 50 and 80% of relative humidity)

Estimation of the error and the detection limit

The error in the measurement may be estimated by the following equation[7]:

$$\mathbf{error(2\,\sigma) = 2\,(cpm_m + cpm_b)^{1/2} / (t_m{}^{1/2}\,(cpm_m - cpm_b))} \quad (4)$$

where $\mathbf{t_m}$ is the measurement time expressed in minutes; $\mathbf{cpm_m}$ and $\mathbf{cpm_b}$ are the counts per minute of the sample and the background respectively.

The calculated average error for all the measurements undertaken was between 5 and 10%.

The lower limit of detection has been calculated using the following expression

$$\mathbf{lld\ (cpm) = 3\,(cpm_b)^{1/2} / t_b{}^{1/2}} \quad (5)$$

where **lld** is the detection limit expressed in counts per minute, $\mathbf{cpm_b}$ and $\mathbf{t_b}$ are the counts per minute of the background and the time, respectively.

To express the lower limit of detection in concentration units (Bq m^{-3}), considering the exposure conditions and taking into account equation (5), we obtain:

$$\mathbf{LLD\ (Bq\ m^{-3}) = (lld(cpm)\ \ F\ ) / (\ t_e\ e\ D)} \quad (6)$$

The LLD of the developed technique was estimated to be 2 Bq m^{-3}, for a of 24 cpm counter background and for a 60 minutes counting time, for a typical monitoring time of 72 hours.

Comparison with electrets

With the object of comparing the designed samplers with another method of similar characteristics of exposure time and detection limit, a parallel test was undertaken. In 80 cases, for this purpose, both the designed samplers and electret ion chambers detectors[15] were deployed in pairs in dwellings of Buenos Aires, not only for the comparison study but also to asses with both methods the dose of the biggest population city in Argentine.

The result of this intercomparison study may be observed in Figures 3, 4 and 5.

Figure 3 shows the frequency distribution of the values obtained with activated charcoal. In one dwelling both vials showed a value of about 200 Bq.m^{-3}. The values follow aproximately a log-normal distribution. The arithmetic mean was 22.0 Bq m^{-3} and the geometric mean was 15.0 Bq m^{-3}.

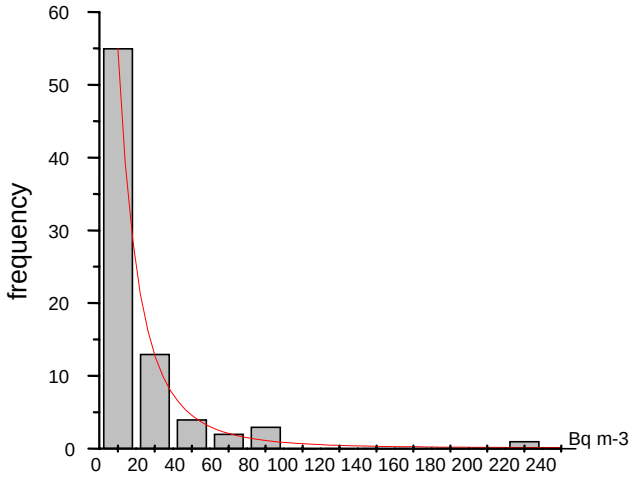


Figure 3. Frequency distribution of concentration of Rn-222 in 80 dwellings of Buenos Aires with activated charcoal detectors.

Figure 4 shows the frequency distribution of the values obtained with electret ion chamber detectors. The extreme value was 230 Bq m^{-3}. The arithmetic mean was 23.0 Bq m^{-3} and the geometric mean was 16.0 Bq m^{-3}. These results are very close with the results obtained with charcoal adsorption.

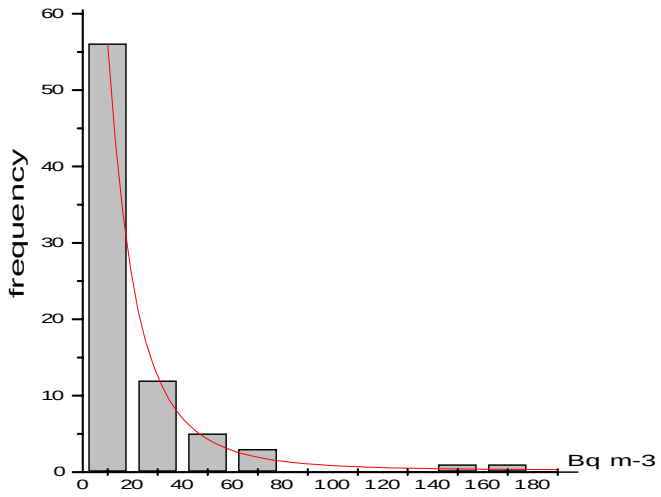


Figure 4. Frequency distribution of concentration of Rn-222 in 80 dwellings of Buenos Aires with electret ion chamber detectors

It is important to say that these values are similar to those calculated in a survey during 1996 with track-etch detector where the arithmetic mean was 28 Bq m^{-3} for 100 dwellings analysed in the same city.

We can estimate, then, the dose due to radon exposure in Buenos Aires being about 0.6 mSv. $y^{-1}$with a maximun of 5.7 mSv. y^{-1}.

In order to compare both detector systems (activated charcoal and electret), the ratio of the results from the parallel exposed detectors was calculated. The frequency distribution of the ratios is shown in Figure 5. The characteristic parameters are summarised in the following table:

	mean	standard dev.	min	max
electret / charcoal	1.1	0.5	0.3	3.2

As we can infer from Figure 5, about 65% of the cases shown a ratio between 0.8-1.2.

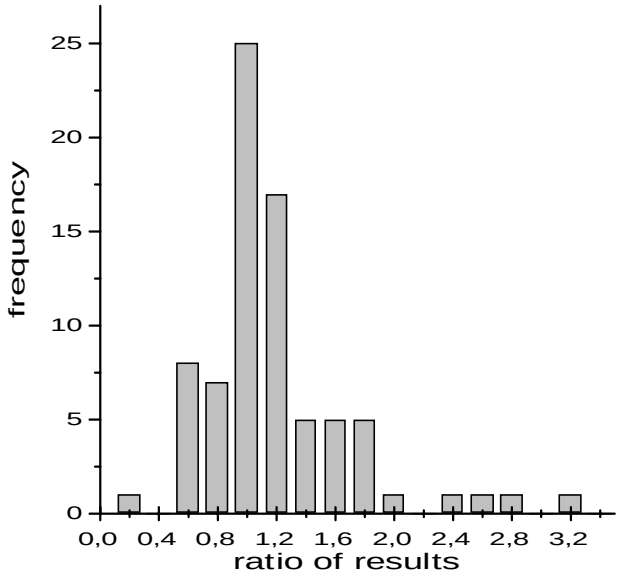


Figure 5. Histogram of the intercomparison study between electret detectors and activated charcoal detectors. R represents the ratio between the radon concentration measured by electret detectors and activated charcoal detectors.

Besides, both detectors were exposed in parallel, in 30 cases, in calibration chambers with radon concentration ranging from 500 Bq m^{-3} to 15000 Bq m^{-3}. These results are summarised in the following table:

	mean	standard dev.	min	max
electret / charcoal	1.1	0.3	0.7	1.7

These values show a good correlation between both methods.

CONCLUSIONS

A passive diffusion method for the measurement of radon concentration has been optimised and calibrated. It is based on its adsorption on activated charcoal and its subsequent measurement in a liquid scintillation counter that measures the alpha-beta decay of the short lived ^{222}Rn decay products once equilibrium has been reached. It is a method mid-way between time integrated sampling and

instant sampling methods. It has the advantage of being able to determine radon concentration in air from one day to several days, being then an adequate method to choose in survey monitoring.

By using a diffusion barrier and an adequate quantity of desiccant, a single curve for the calibration factor versus exposure time was obtained, with a very good linear regression. This means that, we can dispose of a measurement technique absolutely independent of ambient humidity.

When the performance of these detectors is compared with that of electret ion chambers, we see that there is a high correlation, with the added advantage that unlike the latter, these detectors may be used to measure very high concentrations of radon gas without losing linearity as occurs with the electrets when the lower voltage limit is reached. Another advantage to be considered is that under extreme humidity conditions (95-99%) the designed samplers maintain there linearity, while, in our experience, electrets become unstable under extreme humidity conditions.

As well as the above mentioned characteristics, the designed samplers are small and very light, which makes them ideal for large scale monitoring programmes, as they are easily transported and distributed. An added advantage is that the technique is not at all sophisticated and highly skilled specialised personnel is not required.

Other advantages of this method are: low cost due to the materials employed which are of common use and easily obtained commercially, the automatization of the measurement in a liquid scintillation counter, its capacity to measure a wide range of radon concentrations and its low detection limit.

ACKNOWLEDGEMENTS

We would like to acknowledge the assistance we received in the translation and revision of this paper from Marta Arnaud and Ana Bomben.

REFERENCES

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

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

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

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

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

7. 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).

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

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

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

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

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

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

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

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

Matriz de vulnerabilidad difusa

Barón, J.H. y Rivera, S.S.

Presentado en: Iberian Latin-American Congress on Computational Methods in Engineering – XX CILAMCE
San Pablo, Brasil, 3-7 noviembre 1999

MATRIZ DE VULNERABILIDAD DIFUSA

Barón, J.H. [(*) (**)] y Rivera, S.S.[(**)]

[(*)] Autoridad Regulatoria Nuclear

[(**)] Instituto de Capacitación Especial y Desarrollo de Ingeniería Asistida por Computadora
Facultad de Ingeniería – Universidad Nacional de Cuyo

Argentina

Palabras Claves: Análisis Probabilístico de Seguridad, Juicio de Expertos, Matriz de Vulnerabilidad, Lógica Difusa

RESUMEN

En la evaluación de un Análisis Probabilístico de Seguridad para una central nuclear, durante el cálculo de los Árboles de Eventos de Contención, se utiliza la denominada Matriz de Vulnerabilidad. Esta matriz, se forma a partir de lo que se denomina Categoría Numérica para Juicios de Ingeniería. Hasta el momento, la matriz de vulnerabilidad se conforma, a criterio del experto, adoptando un valor numérico bajo el concepto de la teoría de conjuntos (aritmética tradicional). Es evidente que es mucho más adecuado representar esta matriz mediante números difusos, ya que las Categorías Numéricas para Juicios de Ingeniería pueden representarse a través de variables lingüísticas tales como Altamente Probable, Probable, Imposible, etc.

Se presenta en este trabajo la metodología para obtener la Matriz de Vulnerabilidad Difusa a partir de las recomendaciones sobre Categoría Numérica para Juicios de Ingeniería[1].

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo de un Análisis Probabilístico de Seguridad, aplicado a una central nuclear en etapa de diseño, es evaluar en forma preliminar el riesgo al público producido por su operación. La evaluación del riesgo específico de una planta provee tanto una medida del riesgo de un accidente potencial para el público, como una visión cercana sobre el diseño y operación de la planta, y una clasificación de los componentes con mayor contribución al riesgo.

El estudio comienza con una lista de eventos iniciantes postulados obtenidos mediante la identificación de las fuentes radiactivas existentes en la central, y de los posibles mecanismos que pueden permitir su liberación. Con base a los eventos iniciantes postulados y considerando su potencial de causar efectos significativos en el público se seleccionan y definen los eventos, calculándose sus probabilidades de ocurrencia.

Las funciones de los sistemas de seguridad y las acciones de recuperación constituyen las cabeceras de los árboles de eventos. El siguiente paso es desarrollar cualitativamente los árboles de eventos; los cuales se construyen después de analizar la sucesión de acciones que ocurren durante la evolución de las secuencias accidentales hipotéticas, debido a la ocurrencia del evento iniciante postulado.

A fin de cuantificar los árboles de eventos, se calculan las probabilidades de falla de las acciones de los sistemas y de las acciones humanas que constituyen las cabeceras de los árboles de eventos. Con estos valores de probabilidad y las probabilidades de ocurrencia de los eventos iniciantes se cuantifican las secuencias de accidentes eligiendo aquellas con probabilidad de ocurrencia significativas y seleccionando por lo tanto los estados finales correspondientes.

A continuación los estados de planta son definidos cualitativamente, las secuencias se analizan, se los agrupa entre sí y luego se los asocia a un estado de planta dado. Esos estados de planta caracterizan aquellas secuencias accidentales que producen un daño significativo a las barreras que separan los productos radiactivos del público, y servirán para estimar los términos fuente asociados. Se consideran aquellas secuencias accidentales representativas según su probabilidad anual de ocurrencia. Dichas secuencias se agrupan en estados de planta similares. A continuación se construyen los árboles de eventos de contención propios de cada estado de planta, considerando la posible respuesta de la contención ante las cargas derivadas del estado de planta, y el momento en que dichas cargas tienen lugar.

La siguiente tarea es calcular las dosis individuales en el público, correspondientes a cada estado de planta combinado con cada modo de falla de contención. Finalmente teniendo en cuenta los resultados de las etapas previas se definen las llamadas categorías de liberación, sus probabilidades de ocurrencia anual y las consecuencias radiológicas asociadas.

2. ÁRBOLES DE EVENTOS DE CONTENCIÓN

La estimación de cada estado de contención, a partir de las condiciones de cada estado de planta, se hace por juicio de ingeniería basándose en las condiciones particulares de cada planta. Dicho juicio de ingeniería está sustentado por una base de conocimiento muy amplia de experimentos realizados a pequeña escala, experimentos de efectos separados, simulaciones por computadora mediante modelos físicos y extrapolaciones justificadas de otras instalaciones similares. Dada la complejidad de la fenomenología asociada, de las interacciones entre distintos fenómenos, y la imposibilidad de hacer experimentos a escala real, resulta muy difícil definir con precisión la respuesta de la contención ante cada estado de planta, y por lo tanto los juicios de expertos son inherentemente inciertos.

Sin embargo, es necesario poder expresar numéricamente cada dependencia entre modo de falla de contención y estado de planta, de manera de poder obtener resultados cuantitativos del riesgo asociado a la instalación.

Con la finalidad de poder cuantificar los árboles de eventos de contención, en la industria nuclear se utilizan las siguientes categorías numéricas para juicios de ingeniería[1]:

Fenómeno	Rango de Probabilidad
Cierto	P = 1
Altamente Probable	0.995 < P < 1
Muy Probable	0.95 < P < 0.995
Probable	0.7 < P < 0.95
Indeterminado	0.3 < P < 0.7
Improbable	0.05 < P < 0.3
Muy Improbable	0.005 < P < 0.05
Altamente Improbable	0 < P < 0.005
Imposible	P = 0

Tabla 1. Categorías Numéricas para juicios de ingeniería

2.1. Matriz de vulnerabilidad

A partir de las probabilidades de fallas estimadas para cada modo de falla de contención en función del Estado de Planta que la produce, se construye la denominada Matriz de Vulnerabilidad, donde se indican los valores de probabilidad que serán utilizados en los árboles de eventos de contención. En dicha matriz, se representa la probabilidad condicional de que ocurra un determinado modo de falla de contención (indicado por las letras griegas) para cada uno de los Estados de Planta (indicado por EPi). Los valores de cada combinación representan la

"vulnerabilidad" de la planta ante los fenómenos físicos que caracterizan el Estado de Planta correspondiente.

A continuación se presenta un ejemplo (ver tabla 2) tomado del Análisis Probabilístico de Seguridad efectuado para el reactor CAREM 25[2]. En dicha matriz se consideran siete posibles modos de falla de contención, y siete posibles Estados de Planta. Los valores indicados fueron tomados como representativos de juicios de ingeniería. Obsérvese que existen vulnerabilidades ciertas, imposibles, y con probabilidades de valores intermedios, así como situaciones donde no es aplicable el análisis, debido a la naturaleza física de los procesos que ocurren en cada caso.

Los valores numéricos indicados en la tabla 2 fueron arbitrariamente tomados de los rangos de la tabla 1, ya que las opiniones de expertos no se materializan en valores únicos, sino en conceptos relativamente vagos como "probable" o "altamente improbable", por ejemplo. La pérdida de información al utilizar valores únicos es, por lo tanto, evidente.

Estado	α	ϕ	β	σ	γ	δ	π
EP1	0,005	0,9	0,01	0,01	0,1	0,9	0,9
EP2	0,05	0,9	0,01	0	0,1	0,1	0,9
EP3	0,05	0,9	0,01	0	0,1	0,1	0,9
EP4	0,05	0,9	0,01	0	0,1	0,1	0,9
EP5	0,05	0,9	1	n/a	n/a	n/a	n/a
EP6	0,05	0,9	1	n/a	n/a	n/a	n/a
EP7	0,005	0,9	0,01	0,01	0,1	0,9	0,9

Tabla 2. Matriz de vulnerabilidad del APS del CAREM-25[2]

3. ARITMÉTICA DIFUSA

Los conjuntos difusos[3] son aquellos donde sus límites no son precisos. La pertenencia a un conjunto difuso no está relacionada con una afirmación o negación, sino con un "grado" de pertenencia.

Si **A** es un conjunto difuso y **x** es un elemento que pertenece al conjunto, la proposición "x pertenece a A" no necesariamente debe ser verdadero o falso, como requiere la lógica binaria. Puede ser verdad en algún grado, el grado en cual **x** es realmente miembro de **A**. Es muy común, aunque no indispensable, expresar grados de pertenencia en los conjuntos difusos como grados de verdad de las proposiciones asociadas mediante números en el intervalo unitario cerrado [0,1]. Los valores extremos en este intervalo, 0 y 1, representan respectivamente la negación y la afirmación total de la pertenencia a un conjunto difuso dado así como la falsedad y la veracidad de la proposición asociada.

La capacidad de los conjuntos difusos para expresar transiciones graduales desde la pertenencia a la no pertenencia y viceversa tiene una amplia utilidad. No solamente es una potente representación de las medidas de incertidumbre, sino también una poderosa forma de representar conceptos vagos expresados en lenguaje natural. Por ejemplo, en lugar de describir el clima en términos del porcentaje exacto de nubosidad solo puede decirse que está **soleado**. Aunque esta última descripción es vaga y menos precisa, a menudo es mucho más útil. Su significado no es totalmente arbitrario; una nubosidad del 100% no es **soleado**, y tampoco lo es una nubosidad del 80%. Se pueden aceptar estados intermedios tales como 10% ó 20% de nubosidad como **soleado**. Pero, ¿dónde se traza la línea divisoria? Es evidente que el término **soleado** introduce vaguedad en su significado que puede ser representada mediante alguna transición gradual desde grados de nubosidad que pueden considerarse **soleado** a los que pueden con-

siderarse **no soleados**. Esto es precisamente el concepto básico de los conjuntos difusos. Un concepto que en esencia es una generalización de la teoría clásica de conjuntos. La teoría clásica de conjuntos se define de forma tal que dicotomiza los individuos del universo de discurso en dos grupos: miembros (aquellos que ciertamente pertenecen al conjunto) y no miembros (aquellos que ciertamente no pertenecen al conjunto).

Un conjunto difuso puede definirse matemáticamente mediante la asignación a cada posible individuo del universo de discurso, de un valor que representa su grado de pertenencia al conjunto difuso. Este grado corresponde al grado en el cual cada individuo es similar o compatible con el concepto representado por el concepto difuso. Los individuos pueden caer en el conjunto difuso con mayor o menor grado, lo cual se indica mediante un mayor o menor grado de pertenencia. Estos grados de pertenencia frecuentemente se representan mediante números reales que varían dentro del intervalo cerrado [0,1]. Por lo tanto, un conjunto difuso que representa el concepto de **soleado** podría asignar un grado de pertenencia de 1 a una nubosidad del 0%, 0,8 a una nubosidad del 20%, 0.4 a una nubosidad del 30%, y 0 a una nubosidad del 75%. Estos grados de pertenencia indican el grado en el cual cada porcentaje de nubosidad se aproxima al concepto subjetivo de **soleado**.

Debido a que la pertenencia o no pertenencia completa al conjunto difuso puede indicarse por los valores 1 y 0, respectivamente, se puede considerar el concepto de un conjunto clásico como un caso particular de un concepto más general, el de conjunto difuso, para el cual sólo están permitidos estos dos grados de pertenencia.

4. MATRIZ DE VULNERABILIDAD DIFUSA

El concepto de número difuso juega un papel fundamental en la formulación cuantitativa de *variables difusas*. Son variables cuyos estados son números difusos. Cuando, además, el número difuso representa conceptos lingüísticos, tales como altamente probable, probable, imposible, etc. comúnmente se habla de *variables lingüísticas*.

Cada variable lingüística, el estado de la cual se expresa mediante un término lingüístico que se interpreta como un número difuso específico definido en términos de una variable base, cuyos valores son números reales dentro de un rango especificado. Una variable base es una variable en el sentido clásico, ejemplificado por cualquier variable física (por ejemplo, temperatura, presión, velocidad, etc.), así como cualquier otra variable numérica (por ejemplo, años, tasa de interés, probabilidad, etc.), en una variable lingüística, los términos lingüísticos representan valores aproximados de una variable base que son capturados por números difusos adecuados.

En el presente trabajo, la variable lingüística corresponde al concepto **categoría numérica para juicios de ingeniería**. Los estados posibles varían dentro de los rangos mostrados en la tabla 1 y pueden representarse gráficamente como se muestra en la siguiente figura:

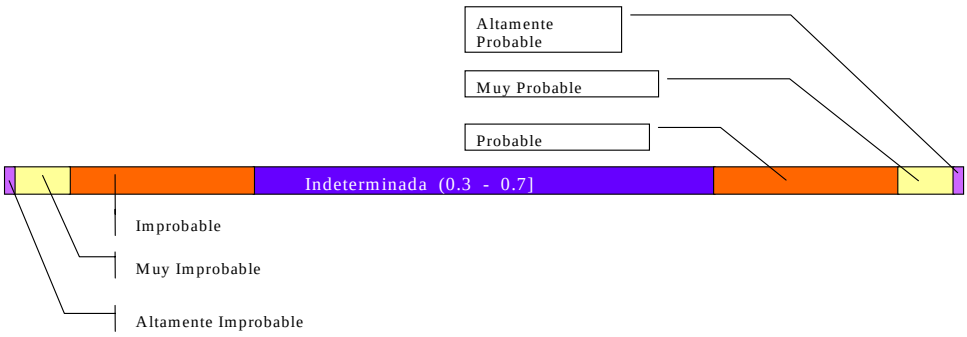


Figura 1. Categorías Numéricas para juicios de expertos

Cada estado de la variable base, en la aritmética clásica, se representa por un número real adoptado según criterio del experto dentro del rango correspondiente. Resulta evidente que una representación más adecuada puede lograrse mediante la utilización de números difusos, obteniendo como resultado una matriz difusa[4].

4.1. Función de pertenencia

En el presente trabajo se representa la función de pertenencia de la variable base mediante una distribución normal. Dicha distribución normal tiene una media y una desviación standard correspondiente a la media y la desviación standard de la distribución uniforme correspondiente dentro de los rangos indicados en la Figura 1.

De esta manera se pueden representar las categorías numéricas de juicios de expertos mediante las funciones de pertenencia que se grafican en la Figura 2.

Los estados Cierto e Imposible, se representan por 1 y 0 respectivamente. Esta representación es un caso particular, denominado intervalo degenerado[5] [1,1] y [0,0].

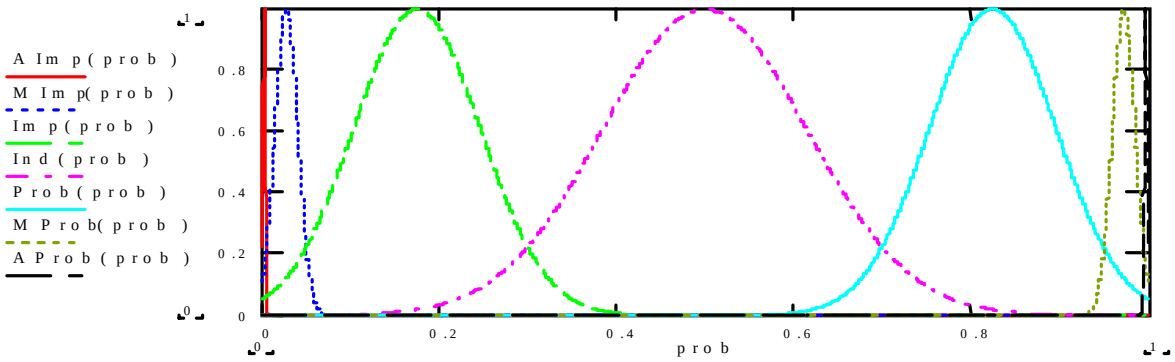


Figura 2. Funciones de pertenencia

Resultando la siguiente matriz de vulnerabilidad difusa, que representa con mejor detalle los juicios de ingeniería, con referencia a la utilización de un único valor:

Estado	α	ϕ	β	σ	γ	δ	π
EP1	Alt. Imp	Probable	Muy Imp.	Muy Imp.	Muy Imp.	Probable	Probable
EP2	Muy Prob.	Probable	Muy Imp.	Imposible	Muy Imp.	Muy Imp.	Probable
EP3	Muy Prob.	Probable	Muy Imp.	Imposible	Muy Imp.	Muy Imp.	Probable
EP4	Muy Prob.	Probable	Muy Imp.	Imposible	Muy Imp.	Muy Imp.	Probable
EP5	Muy Prob.	Probable	Cierto	n/a	n/a	n/a	n/a
EP6	Muy Prob.	Probable	Cierto	n/a	n/a	n/a	n/a
EP7	Alt. Imp	Probable	Muy Imp.	Muy Imp.	Muy Imp.	Probable	Probable

Tabla 3. Matriz de vulnerabilidad difusa para el APS del CAREM-25

5. OPERACIONES CON NÚMEROS DIFUSOS

Para operar con números difusos, puede aplicarse el principio de extensión[6] mediante el cual las operaciones sobre números reales se extienden a operaciones con números difusos.

Para calcular un árbol de eventos de contención es necesario utilizar dos operaciones: multiplicación y adición difusas[7]. Según el principio de extensión, estas dos operaciones son:

$$(A.B)(z) = \sup_{z=x\cdot y} min[A(x), B(y)] \qquad (1)$$

$$(A+B)(z) = \sup_{z=x+y} min[A(x), B(y)] \qquad (2)$$

Donde A y B son números difusos representados por su correspondiente función de pertenencia. Sup extrae la mayor función de pertenencia del conjunto min[A(x), B(y)]. Min extrae la menor función de pertenencia entre A(x) y B(y).

De la aplicación de las ecuaciones (1) y (2) a los árboles de eventos de contención, se obtienen como resultado estados de contención expresados mediante números difusos. Estos números difusos son sus correspondientes funciones de pertenencia, proporcionando resultados constituidos como una distribución en lugar de un número en el sentido tradicional de la aritmética.

6. CONCLUSIONES

La utilización de aritmética difusa en la representación de la matriz de vulnerabilidad permite una representación más adecuada de las correspondientes categorías numéricas de juicios de expertos.

Con el empleo de la aritmética tradicional se hace una división abrupta para pasar de un rango a otro de categoría. Por otra parte se supone una distribución uniforme dentro de un rango dado para la correspondiente categoría numérica. Es evidente que resulta una representación más adecuada mediante la utilización de funciones de pertenencia que permiten expresar transiciones graduales entre los distintos rangos considerados.

La aplicación de la matriz de vulnerabilidad difusa al cálculo de árboles de eventos de contención, permite a su vez, la obtención de estados de contención difusos. Estos estados de contención difusos representan en forma más adecuada la distribución de probabilidades de falla de la contención.

Actualmente, se está utilizando esta matriz de vulnerabilidad difusa para calcular los correspondientes estados de contención dentro del Análisis Probabilístico de Seguridad de la central CAREM-25, actualmente en estado de diseño en la Argentina. Para su cálculo, se mantiene la lógica binaria de los árboles de eventos de contención y se aplica aritmética difusa (según el principio de extensión) a cada rama del árbol.

7. REFERENCIAS

[1] U. S. NRC, “Evaluation of Severe Accident Risks”, NUREG/CR-4551, (1990).

[2] J. Barón, J. Núñez y S. Rivera, *"A Level III PSA for the Inherently Safe CAREM-25 Nuclear Power Station",* International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM-III, Creta, Grecia (1996).

[3] G. J. Klir / Bo Yuan, *Fuzzy sets and fuzzy logic. Theory and applications*, Prentice-Hall, Part I, (1995).

[4] T. Terano, K. Asai and M. Sugeno, *Fuzzy systms theory and its applications*, Academic Press, Inc., Chapter 3, (1992).

[5] G. J. Klir / Bo Yuan, *Fuzzy sets and fuzzy logic. Theory and applications*, Prentice-Hall, Sec. 4.3, (1995).

[6] T. Terano, K. Asai and M. Sugeno, *Fuzzy systms theory and its applications*, Academic Press, Inc., Chapter 2, (1992).

[7] G. J. Klir / Bo Yuan, *Fuzzy sets and fuzzy logic. Theory and applications*, Prentice-Hall, Sec. 4.4, (1995).

The SSAC of Argentina - Possible Areas to Increase Co-operation with ABACC and IAEA

Castro, L.B.; Vicens, H.E.; Maceiras, E.;
Saavedra, A.D.; Valentino, L.I.; Llacer, C.D.;
Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S.

Presentado en 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management,
Phoenix, EE. UU., 25-29 julio 1999

THE SSAC OF ARGENTINA - POSSIBLE AREAS TO INCREASE CO-OPERATION WITH ABACC AND IAEA

Castro, L.B.; Vicens, H.E.; Maceiras, E.; Saavedra, A.D.; Valentino, L.I.;
Llacer, C.D.; Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

This paper deals with one of the measures identified in the Program 93+2 to enhance international safeguards effectiveness and efficiency. This measure is related to increase co-operation between the IAEA and the SSAC in the implementation of safeguards. It is recognized that an effective SSAC could contribute to better safeguards.

During the discussion to strengthen the safeguards system different levels of co-operation between the IAEA and the SSAC were identified, depending on their features and capabilities. To start assessing the possibility of increasing this co-operation, a “SSAC Questionnaire” was submitted by the IAEA to Member States, EURATOM and ABACC. At present, those questionnaires are being assessed by the IAEA in order to identify areas for further co-operation. One important aspect is the increased co-operation level that might be achieved when the Additional Protocol becomes an integral part of the safeguard agreements. Another one refers to the methodology that IAEA might employ to audit the quality and performance of the SSAC regarding the different levels of such co-operation.

This paper will also describe the features of the SSAC of Argentina emphasizing its capabilities and the various areas that might be considered to increase further co-operation with ABACC and the IAEA.

NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN) OF ARGENTINA – LEGAL FRAMEWORK

The ARN was created as an autonomous organization under a Federal Nuclear Activity Act that came into force on April 25, 1997 to succeed the National Regulatory Board. The ARN reports directly to the Argentine Presidency and has been empowered to regulate and control all nuclear activities carry out in the Country concerning radiological and nuclear safety, physical protection, and nuclear non-proliferation aspects.

It has full capacity for action in both Public and Private Law. The ARN also has the attributions and obligations, among others, of issuing regulatory standards related to radiological and nuclear safety, physical protection and non-proliferation, licensing and radiological control of nuclear installations.

In the field of the guarantees of non-proliferation, the ARN shall insure that nuclear materials and activities shall not be deviated to any unauthorized purpose and that they shall be performed in compliance with all international commitments assumed by Argentina. Among others, it is worth to mention here, the Bilateral and Quadripartite Agreements.

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 fulfillment 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). The Argentine-Brazilian Accounting and Control Agency (ABACC) is the bilateral agency for its application and administration.

After the bilateral agreement came into force, the “Agreement between the Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil, ABACC and the IAEA” (Quadripartite Agreement, INFCIRC/435), was also signed in 1991 and entered into force on March 4, 1994.

For safeguard purposes, a State System of Accounting and Control (SSAC) was established since the beginning of the nuclear activities in the Country. This system is revised and updated from time to time taking into account new developments. The National Standard AR.10.14.1 outlines the general requirements of the SSAC to ensure the ARN objectives.

The SSAC contains also 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.

STATE SYSTEM OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIALS (SSAC)

The SSAC is applied to all nuclear materials in all nuclear activities carried out in Argentina. The SSAC establishes as a requirement at the operators' level of any relevant installation, the implementation of an accounting and control system for safeguards purposes. This system has to include a measurement and analysis scheme that allows determining the inventory of nuclear material and its changes. This system has to include procedures for error calculation, accuracy, and uncertainty evaluation, as well as for quality assurance, in compliance with international standards.

Therefore the operator has to implement a coherent and consistent system of records and reports for each Material Balance Area, based on support, source and operative documentation that allows to be audited by the ARN or IAEA and ABACC.

As an independent verification system and in order to reach its goal and objectives, the SSAC at the State level has a program of routine and special inspections (e.g., physical or design verification inspections performed by its own staff of safeguards inspectors). The results and conclusions of the SSAC inspections are showed in an internal inspection report, which allows the following up of the situation in each facility.

Additionally, noting the importance of trained staff, the ARN has established a permanent training program that includes the participation of its personnel in regional and international courses.

Besides, the ARN has various laboratories of non-destructive and destructive analysis and one for the analysis of environmental samples. Some of them process samples obtained from the SSAC inspections and are regularly involved in international quality assessment programs aimed at keeping up the required operation standards. Within the quality assurance framework, the SSAC has implemented a program of inter-comparison of results between other national laboratories. At present, an Accelerator Mass Spectrometry laboratory is being installed, in order to perform in a near future particle analysis of environmental samples for safeguards purposes.

On the other hand, to manage the great deal of accounting and inspection data in an efficient way two databases were implemented by the ARN that interacts amongst them. This software was developed to optimize the programming of the inspections and their evaluation and to improve the issuing and submission of the accounting reports. The System of Control of Nuclear Material (SCMN) is aimed at centralize all safeguards accounting data of the whole facilities, and the System of Safeguards Inspections (SIS) aimed at processing all national inspection data. Regarding the SSAC, the software takes into account not only all the requirements arising from the safeguards agreements in force but also the national standards.

Concerning containment and surveillance measures, the SSAC also foresees it use (e.g. seals, digital cameras, radiation and movement sensors) as a complementary measure.

INTERNATIONAL SAFEGUARDS CO-OPERATION

Besides the due co-operation foreseen in the safeguards agreements and, in our case, in the Bilateral Agreement, Argentina maintains a permanent co-operation on the development and tests of new techniques and safeguards methods both with IAEA and ABACC. This co-operation is made possible through the ARN and joint collaboration efforts made with others national institutions. In addition, the ARN work in the field of safeguards and non- proliferation jointly with other organization such as DOE, US National Laboratories, and AECB through co-operation agreements. We believe that such co-operation contributes not just to the effectiveness and efficiency of safeguards but also it is one of the means of scientific exchange and increases the trust on the technical competence and the credibility on the nuclear global regime of non-proliferation.

More recently, within the framework of the strengthening of international safeguards, an active participation was kept on the testing of measures already identified on Program 93+2. Among them, in 1992 Argentina through ARN participated in: the Agency field trial on environmental samples from uranium enrichment facilities, with a very positive outcome. Besides, since 1994, the ARN participated in the “International Remote Monitoring Project” (IRMP) coordinated by DOE to demonstrate the feasibility of the use of the Remote Monitoring System (RMS) for safeguards purposes. Later on, in co-operation with DOE and US National Laboratories, it starts the design and development of different applications of this system to Argentine facilities. As a result, new jointly tasks were carried out between Argentina, USA, the IAEA and ABACC for the implementation of a RMS at Embalse NPP.

Also, on a first stage, ARN efforts took into account the priority assigned to the application of safeguards to the uranium enrichment plant. Emphasis was put on developing a method for the inventory verification of nuclear material (i.e. hold up) from the gaseous diffusion uranium enrichment plants and also contributed to the development of a safeguards approach. Also, priority was assigned to improve safeguards effectiveness and efficiency at Embalse reactor (Candu 600), whose inspection effort used to be enormous.

Within the framework of the Argentine Safeguards Support Program (ARGSP), the ARN have participated initially on tasks and actions towards technical solutions to specific problems or needs on the application of safeguards to Argentine facilities. During the last few years, a favorable turn occurs on the co-operation on tasks related with the strengthening of safeguards and the design of an integrated safeguard system. The ARN kept an active participation on those areas related with the integration of traditional safeguards and the new strengthening measures, orienting his collaboration towards studies and needs on a more conceptual and qualitative basis.

Among these tasks, the most relevant is the one related with the application of the State-level integration on fuel cycle under safeguards.

On the other hand, and taking into account the co-operation protocol between ABACC and ARN, both Organizations have jointly worked through specific agreements in order to further improve the application of the SCCC at Brazilian and Argentine facilities. The main areas of co-operation are related with containment and surveillance, remote monitoring, Non Destructive Assays (NDA) and Destructive Assays (DA). The ARN contributes to ABACC not only his professional inspectors staff members, but also his scientific-technical support through advisory expert groups and others technical capabilities.

At present, the ARN has set some priorities based on the importance of some new strengthening measures.

INCREASED CO-OPERATION BETWEEN SSACs AND REGIONAL SYSTEMS OF ACCOUNTING AND CONTROL (RSACs)

Co-operation between a SSAC, RSACs and the Agency is a necessary condition for a successful implementation of safeguards. At present, within the framework of the Quadripartite Safeguards Agreement, all parties cooperate in facilitating the application of safeguards. In

addition, ABACC and the Agency already co-ordinate their activities as foreseen in the Protocol to the agreement. In this regard, it is important to highlight the enormous progress made by them in agreeing procedures for a better co-ordination of their inspection activities and the common use of certain equipment.

On the other hand, in the context of the strengthening of safeguards, a greater co-operation with the SSACs and/or RSACs was considered as one of the measures to increase its effectiveness and/or efficiency. Some levels of co-operation were identified such as the sharing of equipment and the installation costs and sharing chemical analytical facilities with the SSAC/Operator as potential cost saving measures.

In addition to the above mentioned areas, the evaluation of a higher level of such co-operation that would allow to increase effectiveness and reduce the Agency's resources and costs for safeguarding of declared nuclear material, was also considered.

The levels of co-operation identified were:

- enabling activities (such as greater involvement of the SSAC in the activities already foreseen in the existing safeguards agreements in order to increase the efficiency of Agency inspections);

- joint or shared inspection activities (e.g. to share some equipment and laboratories);

- SSAC / RSAC inspection activities (e.g. to take into account, under certain conditions to be established, the results of a RSAC inspection activities)

It is clear that increased co-operation with SSAC and/or RSAC will depend on their capabilities and resources. Besides, the need of the parties concerned to maintain their own independent conclusions should be also taken into account. In this regard, the Agency based on the questionnaires submitted by Member States and RSACs is evaluating their capabilities and structures to identify areas for increasing the current level of co-operation.

Regarding the Quadripartite Safeguards Agreement, the IAEA, ABACC and the SSACs should work together to identify further areas to increase their co-operation.

CONCLUSIONS

- In order to improve effectiveness and efficiency of national and international current safeguards, the ARN co-operates with IAEA and ABACC in: doing tasks to let the IAEA and ABACC inspect with less effort and cost and, in carrying out the selected safeguards support activities, such as inspectors training, development of safeguards equipment and procedures and approaches.

- Argentina has responded the SSAC questionnaire sent by the Agency. Preliminary areas of increased co-operation with the Agency and ABACC are related for example to some activities in the field, the use of analytical laboratories (specially regarding the analysis of swipe samples and environmental sampling) and in the development of new safeguards methods and techniques.

- We are convinced that a greater co-operation with both the SSAC and RSACs is one of the promising measures to improve safeguards effectiveness and efficiency. This is of particular relevance in the context of strengthened safeguards and, in the short run, in the integration of safeguards. Regarding the above, once the Additional Protocol were implemented, it would be expected additional possibilities of co-operation with the Agency. The paramount of the increasing of co-operation is the possibility for the SSACs and/or the RSACs to carry out selected inspection activities.

Relationship Between Physical Protection and Fire Protection Systems in Nuclear Power Plants

Cañibano, J.A.; Fernández Moreno, S. and Rodriguez, C.E.

Presentado en 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management,
Phoenix, EE. UU., 25-29 julio 1999

RELATIONSHIP BETWEEN PHYSICAL PROTECTION AND FIRE PROTECTION SYSTEMS IN NUCLEAR POWER PLANTS

Cañibano, J.A.; Fernández Moreno, S. and Rodriguez, C.E.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

Several safety and operative systems coexist in Nuclear Power Plants (NPPs) aimed at achieving different tasks and objectives. The effectiveness of those systems depends on their design and relationship. Such is the case of the relationship between physical protection and fire protection systems. Their relation should be designed in such a way to assure at least the fulfillment of their respective objectives.

In accordance with the INFCIRC/225, the objectives of a physical protection system are to:

- minimize the possibilities of the unauthorized removal of nuclear material, and/or
- minimize the possibilities of sabotage.

The “Nuclear Regulatory Authority” (ARN) performs all the nuclear regulatory activities in Argentina. To this aim, the ARN has established a regulatory framework for all nuclear activities including physical protection. Its Standard AR 10.13.1 (“Physical Protection of Nuclear Materials and Installations") has the goal of establishing criteria and methods to prevent the commission of intentional events that may lead to severe radiological consequences or the unauthorized removal of nuclear materials.

These objectives are mainly achieved through the application of detection, delay, and response elements.

In accordance with the Safety Guide N° 50-SG-D2 (Rev.1) the objectives of a Fire Protection System (FPS) are:

- preventing fires from the beginning
- detecting and extinguishing quickly those fires which do start, thus limiting the damage; and
- to prevent the spread of those fires that have not been extinguished to minimize their effect on essential plant functions.

These objectives can be obtained, inter alia, through physical separation, detection and extinguishing.

This paper shows the experience of the ARN on improving the relation between the above-mentioned systems. In addition, it explains how they can be balanced in such a way that a reciprocal maximum benefit is obtained.

PHYSICAL PROTECTION OBJECTIVES

The main objectives of a State physical protection system should be:

- to establish conditions that minimize the possibilities for unauthorized removal of nuclear material or sabotage; and

- to provide information and technical assistance in support of rapid and comprehensive measures by the State to locate and recover missing nuclear material and to cooperate with safety authorities in minimizing the radiological consequences of sabotage.

The IAEA objectives are the following:

- to provide a set of recommendations on requirements for the physical protection of nuclear material in use, storage and of nuclear facilities. The recommendations are provided for consideration by the competent authorities in the States. Such recommendations provide guidance but are not mandatory upon a State and do not infringe the sovereign rights of States; and

- to be in a position to give advice to States authorities in respect of the physical protection systems at the request of the State. The intensity and the form of assistance required are, however, matters to be agreed upon between the State and the Agency.

It should be noted that the Agency has no responsibility either for the provision of a State's physical protection system or for the supervision, control, or implementation of such a system. Assistance by the Agency will be provided only when so requested by the State.

In the National Regulatory System the rule AR.10.13.1 defines Physical Protection as a set of measures to prevent and avoid, with reasonable assurance, intentional acts with the purpose of:

- The unauthorized removal or undue dispersion of protected material or

- The sabotage or mere intrusion to a significant installation where it were reasonably possible to generate accidents with severe radiological consequences.

OBJECTIVES OF THE FIRE PROTECTION SYSTEMS

Protection from fires and fire explosion is essential in the overall design of a NPP as it forms a crucial part of the safety considerations namely the protection of safety systems and other items important to safety. Overall, fire safety can be subdivided into different activities relating to the preparation and the prevention of fire, its detection, and suppression. Therefore planning for fire protection shall be an integral part at the design stage. Fire protection shall continue to be a good planned, administratively controlled program, implemented throughout the life of the plant, including the decommissioning phase.

In all the cases, an adequate degree of fire protection should be provided in NPPs. This should be achieved by a defense in depth concept in the layout that should include as main objectives, the following:

- preventing fires from starting

- detecting and extinguishing quickly those fires which do start, thus limiting the damages; and

- preventing the spread of those fires that have not been extinguished to minimize their effects on essential plant functions.

The first objective requires that the design and operation of the plant were such that the probability that a fire starts is minimized. The second objective is related to the early detection and extinguishing of fires by a combination of automatic and/or manual fire fighting techniques, and therefore relies upon active techniques. For the implementation of the third objective, particular emphasis shall be given to the use of passive barriers against fire and physical separation, including the especial fire stops. These fire stops will be the last defense line if the two first objectives are not met.

In Argentina, the fire protection framework for NPPs is the Standard AR 3.2.3. It establishes the criteria safety against fires and explosions due to fires that may affect the radiological and nuclear safety in a NPP. This rule is applicable during the design and the operation stages.

PHYSICAL PROTECTION SYSTEM

The designer of any system must have a clear idea of its ultimate objectives to ensure its quality. The ultimate objective of a physical protection system is to prevent the accomplishment of unauthorized overt or covered actions. When a physical protection system is implemented into a nuclear facility, its objective is to prevent radiological sabotage and theft of nuclear material present within the facility. Theft and sabotage at the facility may be prevented in two ways: by deterring the adversary or by defeating the adversary.

Deterrence occurs by implementing a physical protection system that is seen by potential adversaries as too difficult to defeat; it makes the facility an unattractive target. Defeating the adversary refers to the actions taken by the protective or response force to prevent he from accomplishing his goal once he actually begins a malevolent action against the facility. The physical protection system must perform several functions. It is essential to consider the system functions in detail, since a thorough understanding of the definition of these functions and the assessment of each one effectiveness is required to evaluate the system as a whole.

The primary PPS functions are:

- Detection
    - Intrusion sensing
    - Alarm communication
    - Alarm assessment
- Delay
- Response
    - Interruption
        - Communication
        - Deployment
    - Neutralization

FIRE PROTECTION SYSTEM

In accordance with the aforementioned the objectives of the Fire Protection System involves three main branches:

- prevention
- structural protection
- extinguishing

The methodology used in Argentina to reach these objectives includes several steps. The most important are:

- determining the most sensitive areas according to the fire risk analyses
- compartmentalizing, taking into account the escape routes, surfaces quality, quantity of materials and limits, etc.
- boundaries design of each fire sector
- detection and extinguishing design
- defining particular procedures and requirements.

DETECTION AND ALARM

a) From the Physical Protection System perspective

Detection is the discovery of an adversary action. It includes sensing of covert or uncovered actions. In order to discover an adversary action, the following events need to occur:

- a sensor reacts to an abnormal occurrence and initiates an alarm.
- the information from the sensor and assessment subsystem is reported and displayed.
- a person assesses information and judges the alarm valid or invalid. If assessed to be nuisance alarm, detection has not occurred. Detection without assessment is not considered detection.

b) From the Fire Protection System viewpoint

A NPP shall have a sustained capability for early detection and effective extinguishing of fire in order to protect important items of safety. The fire extinguishing capability consists of fixed fire extinguishing systems and manual fire facilities.

In the design of fire detection and extinguishing systems, it is important to consider the reliability of the system and of individual components to perform their required function at any time. For fire detection systems, this reliability may be affected by, for example, a reduction in sensitivity of the sensing devices leading to the non-detection or late detection of a fire, or the spurious operation of an alarm system when no smoke or fire hazard exists. The reliability of fire extinguishing system may be affected by the blockage of sprinkler head or the unauthorized closure of supply valves.

Each fire compartment shall be equipped with a fire detection and alarm system specifically engineered and selected for fire risks in that area.

The detection system shall annunciate by audible and visual alarm in the control room. Local audible and visual alarms, as appropriate, shall also be provided in areas normally manned at other specific locations.

c) Conclusion

Both PPS and FPS, require detection and alarm devices. From the operative point of view, the main difference between these devices is that the FPS mostly shot automatically a fire extinguish agent while the PPS needs the human being evaluation of the signal. However, a correct and coordinated design of both systems, may result in an adequate complementation. This will offer a positive contribution not only for the FPS but also for the PPS (e.g. CCTV).

These subsystems may work together, but the correct evaluation of a chief is necessary to lead the firefighter brigades when a fire starts.

Moreover, the manual activation of a fixed fire extinguishing system (as the high expansion foam one) may be used as a disposable material barrier.

SEGREGATION

a) From the Physical Protection Systems perspective

Protection in depth means that, to accomplish his goal, an adversary should be required to avoid or defeat a number of protective devices in sequence. For example, an adversary might have to penetrate three separate barriers before gaining entry to a reactor control room. The times to penetrate each of these barriers may not necessarily be equal, and the effectiveness of each may be quite different, but each will require a separate and distinct act by the adversary as he moves along his path. The effect produced on the adversary by a system that provides protection in depth will be:

- to increase uncertainty about the system;
- to require more extensive preparations before attacking the system; and
- to create additional steps where the adversary may fail or abort his mission

In the discussion of the defense in depth concept for fire protection, it was noted that the system should prevent the spread of those fires that have not been extinguished, thus minimizing their effect on essential plant function. In conclusion:

- both systems require criteria about segregation. The PPS needs segregation in such a way that one includes another as layers (e.g. sector inside another one). The FPS requires the segregation according with the quantities and qualities of material inside each one and taking into account the emergency exits routes.
- it is very convenient to reach a highest degree of coincidence in these criteria. The boundaries of each zone are built with retardant materials against fire and adversaries. The retardant qualities are functions of the kind of material and, specially, of the thickness of the boundaries. It is convenient to join these characteristics, the delay, and the fire resistance, to get to the desired result.

An example of the above mentioned was implemented in ATUCHA I NPP which was constructed 25 years ago. This approach was implemented in the emergency diesel house itself. In this NPP fire stops were not included as part of the initial layout. However, when the decision to build the fire stops was taken, specific elements of the physical protection system were added. These are, for instance, perimeter boundaries, sensors, CCTV, access control, etc, achieving by this a safety integrated system that includes both Physical Protection Systems and Physical Protection System against Fire.

ACCESS CONTROL AGAINST EVACUATION

a) For the physical protection systems point of view

An effective physical protection system requires that any malevolent act committed by an adversary must be detected so that the response element can interrupt and neutralize the adversary attack before his goal can be achieved. The objective should be the arrival of adequately armed response forces rapidly enough to prevent the unauthorized removal of nuclear material or sabotage. Since it is usually not feasible to maintain a sufficient protective

force to provide immediate protection for all sensitive material or equipment, some type of adversary delay is needed. After an adversary has been detected, barriers, activated materials, or both will prevent him from completing the malevolent act or delay him until an adequate response force can arrive.

The role of barriers is simply to increase the adversary task time following detection by introducing impediments along any path the adversary may choose, thereby providing the needed time for the response force to arrive and react. Some barriers might deter or, if the adversary is unable to complete penetration, even defeat some threats. Since the degree to which the barriers are able to fulfill these two roles is uncertain, they can be considered only as obstacles to delay adversaries who are well equipped and determined.

b) For Fire Protection Systems perspective

Adequate personnel emergency exit routes shall be provided, taking into account the requirements of national building codes, fire protection regulations and accident prevention rules, as well as consideration of nuclear safety requirements. In this sense, the Argentine standard requires emergency exit routes guaranteeing a safe and fast evacuation. Taking into account the aforementioned, the best solution for these opposite options should be a balanced system. It will allow an adequate access control and an easy evacuation in case of emergency. The devices should be complemented with routine and emergency procedures that include free access for the emergency response team without decreasing the security level.

FINAL REMARKS

The effectiveness of PPS and FPS depends on their design and relationship; the latter should be conceived in a way to assure at least the fulfillment of their own objectives. In this regard, it is highly recommended that the development of the physical protection system bear in mind the requirements of the fire and viceversa, early in the design of a NPP. In doing this, both systems goals will be achieved without causing any detrimental effect. Moreover, the suggested approach will also allow the strengthening of both systems.

REFERENCES

[1] IAEA Safety Guide N° 50-SG-D2 (Rev.1).

[2] INFCIRC/225, Physical Protection of Nuclear Material and Installations.

[3] National Standard A.R. 3.2.3 - Fire Protection at Nuclear Power Plants.

[4] National Standard A.R. 10.13.1 - Physical Protection of Nuclear Materials and Installations.

Regulatory Framework for the Final Disposal of Radioactive Wastes in Argentina

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

Presentado en: 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation – ICEM´99
Nagoya, Japón, 26-30 setiembre, 1999

REGULATORY FRAMEWORK FOR THE FINAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTES IN ARGENTINA

Siraky, G.: Petraitis, E.J. and Novo, R.G.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The legal and regulatory framework within which the final disposal of radioactive wastes is carried out in Argentina are exposed. The activities of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) in relation to facility inspections, safety assessments and collaboration with international agencies in the matter are also presented. Further, the regulatory criteria applied to waste management are reported.

1. INTRODUCTION

There are two nuclear power plants in operation in Argentina, Atucha I (KWU, PHWR, 340 MWe) since 1974 and Embalse (CANDU, 600 MWe) since 1984. A third one, Atucha II (PHWR, 600 MWe) is in an advanced stage of construction. Three research reactors and three critical assemblies are also in operation.

There are several facilities related to the front-end of the nuclear power and research reactor fuel cycle, including chemical and physical uranium concentrate production and fuel element assembling. Three Atomic Centres are devoted mainly to research and development in the nuclear field and about 1400 users around the country involve radioactive materials in their activities, mainly related to the medical and industrial area. A waste management facility for the final disposal of LLRW, located at the Ezeiza Atomic Centre, is in operation.

The spent fuel elements from the nuclear power plants are temporarily stored on site in decay pools and dry storage silos until a decision on their future treatment is taken. The National Atomic Energy Commission (CNEA) is the governmental organisation responsible for the radioactive waste management. The Nuclear Regulatory Authority, at present in charge of nuclear activity regulations and control concerning radiological and nuclear safety, regulates and controls such practice.

2. LEGAL FRAMEWORK

During the period 1950 to 1994 the National Atomic Energy Commission (CNEA) had, among other areas of competence, the regulatory function in the field of radiological and nuclear safety, particularly on those aspects concerning the human health protection against the harmful effects of ionising radiation, the nuclear installations safety and the control of nuclear material use.

As a consequence of the evolution of nuclear activity in Argentina, the functional independence of the Regulatory Body from other CNEA's activities became stronger. In 1994 the Government decided that nuclear power production would be transferred to the private sector, preserving the regulatory function and control of nuclear activities at State level. Based on such considerations, the Executive Power transferred the Authority for regulation of nuclear activities from the Regulatory Branch of CNEA to the National Board on Nuclear Regulation (ENREN) through the Decree No 1540, 1994. This decree also created a state company (Nucleoeléctrica

Argentina SA, NASA, owner of the nuclear power plants), with the aim of privatising their activities in the near future. The decree established that CNEA would even continue as a research and development institution.

From this decree on, ENREN was the regulatory body on radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection along the whole national territory, performing all the regulatory and control functions of the nuclear activity, which formerly belonged to the competence of CNEA.

In April 1997, Act No 24804; "National Law of Nuclear Activity" [1] was passed, proclaiming (in its Article 7) the creation of the Nuclear Regulatory Authority (ARN). This authority is in charge of nuclear activity regulations and control concerning radiological and nuclear safety, safeguards and physical protection, giving, in addition, advice to the Executive Power on subjects of its competence. The Nuclear Regulatory Authority, as an autarchic entity within the jurisdiction of the Presidency of the Nation, has full legal power to act in the fields of public and private rights, being the successor of the ENREN.

The "National Law of Nuclear Activity" establishes, also, that CNEA is the governmental organization responsible for radioactive waste management. In this sense, the Act establishes that for the definition of repository sites for high, medium and low-level radioactive wastes, CNEA, as Responsible Entity, shall propose a place. The site shall be approved by the ARN in relation to radiological and nuclear safety, and, shall also be approved by an Act of the Provincial State where is proposed to install the repository.

In September 1998, Act No. 25018, "Radioactive Waste Management Régime" [2] was passed, establishing responsibilities concerning the National Atomic Energy Commission (CNEA), as the Responsible Organization for waste management. In addition, it sets the "National Program of Radioactive Waste Management", that shall:

- design the strategy for RWM, which requires the approval of the National Congress
- propose, plan, co-ordinate, execute, assign funds and control research and development projects on RWM technologies and methods
- project, construct and operate systems, equipments, facilities and repositories for High, Medium and Low Level RW.
- conduct the management of RW generated in nuclear activities, including decommissioning and mining activities, establishing acceptance criteria and management procedures
- perform any other activity required to fulfil the RWM objectives

This Law also establishes that this Program of the CNEA shall comply with the regulatory standards issued by the Nuclear Regulatory Authority (ARN) and other relevant regulations of national or provincial level.

The Act sets a "Fund for Radioactive Waste Management and Disposal" to finance the above mentioned Program as well.

3. REGULATORY FRAMEWORK

Act No 24804 empowers the Regulatory Body to establish standards, which regulate and control nuclear activities, of application along the whole national territory. The first regulatory standards were initially produced some 20 years ago. In the course of time a normative system was established comprising subjects such as radiological and nuclear safety, safeguard of

nuclear materials and physical protection. The system, known as “AR Standards” (AR meaning “*Autoridad Regulatoria*” - Regulatory Authority), has at present 51 standards.

The regulatory standards are based on a set of fundamental concepts, which are part of the philosophy sustained by the regulatory system concerning radiological and nuclear safety, safeguard and physical protection. Such concepts, are the following:

Basic criteria of radiological and nuclear safety: The basic criteria in which radiological and nuclear safety is supported are being applied since long time ago and they are in agreement with the ICRP recommendations (in its publications No. 26, [3] No. 60 [4] and No. 77 [5]). On the other hand the Regulatory Body has contributed to formulate recommendations issued by international bodies (such as IAEA, ICRP and UNSCEAR), so that it is usual to find, in its own standards, concepts dealing with radiological and nuclear safety that appear in such recommendations. Further, nowadays, ARN is taking part of the IAEA ’s Waste Safety Standards Advisory Committee (WASSAC), the Transport Safety Standards Advisory Committee (TRANSSAC) and the Advisory Committee on Safety Standards (ACSS).

Responsibility for safety**:** The regulatory system considers that the owner and operating organisation, known as Responsible Organisation is responsible for the radiological and nuclear safety of the installation as well as for the physical protection and safeguards of nuclear material in the facility. The mere compliance with the regulatory standards does not exempt the organisation from the mentioned responsibility. For this reason the regulatory standards are not prescriptive but, on the contrary, they are “performance-based” standards, that is to say, they establish the fulfilment of safety objectives. The way of reaching these objectives is based on engineering experience, on the qualification of designers, constructors and operators and on suitable decisions taken by the Responsible Organisation itself. Therefore, the Responsible Organisation must demonstrate and convince the Regulatory Body that the installation is safe.

As for every practice involving radioactive material, the standard AR 10.1.1 - “Basic Standard of Radiological Safety” [6] is the fundamental one the operators involved in waste management activities shall comply with. Nevertheless, since some time ago, a specific standard applicable to waste management activities is under discussion. Such standard is intended to complement the standard AR 10.1.1 for which it includes a criterion set, fully in accordance with internationally agreed principles, to be applied in the field of waste management.

4. LICENSING SYSTEM AND REGULATORY ACTIVITIES

A basic aspect of the regulatory system is the approach adopted, in which the Responsible Organisation dealing with the design, construction, commissioning, operation and decommissioning stages of the significant nuclear installations, is completely responsible for their nuclear and radiological safety as well as physical protection and safeguards.

The regulatory standards establish that the construction, commissioning, operation or decommissioning of a significant nuclear installation shall not start without the corresponding licence, required by the Responsible Organisation and issued by the Regulatory Body. The validity of such licences is subordinated to the compliance with their stipulated conditions, and to standards and requirements issued by the Regulatory Body. The non-compliance with any of these requirements may be enough reason for the Regulatory Body to suspend or cancel the corresponding licence validity, according to the sanction regime in force.

Since the early days of the nuclear activities in the country, the Regulatory Body has performed assessments as well as multiple and different regulatory inspections and audits as frequently as considered necessary, with the purpose of verifying that nuclear installations satisfy the standards, licences and requirements in force.

Act No 24804, “National Law of Nuclear Activity”, authorizes the Regulatory Body to continue with such inspections and regulatory assessments, performed by its personnel as:

- ***Routine inspections*** are essentially carried out by Regulatory Body's inspectors. Their purpose is to verify that the Responsible Organisation complies with limits and conditions of operation established in the operation licence.

- ***Non routine inspections*** are carried out by Regulatory Body's specialists on special subjects. These inspections are performed under special circumstances or due to the occurrence of certain events in the installation.

- ***Assessments*** are performed by Regulatory Body personnel and consist of the analysis of data obtained during an inspection or the analysis of documents demonstrating installation's safety. They may also refer to the evaluation of eventual modifications or improvements to the installations.

- ***Audits*** are performed according to written procedures and are programmed in order to analyse organisation, operation and process aspects related to radiological, nuclear and waste safety.

Concerning waste management in particular, ARN performs assessments of radiation and waste safety to practices and systems of radioactive waste management. The main aim of such assessments is to verify fulfilment of the criteria in force and the regulatory requirements put to the Responsible Organization, applying in both cases, the regulatory tools presented in the previous paragraph.

All phases of waste management are controlled in the installations under regulatory control: from waste generation to its disposal, through predisposal activities. In the NPP there are resident inspectors, performing routinely inspections of nuclear, radiation and waste safety. Other installations are regularly controlled by the inspectors, with a variable frequency, according the installation characteristics.

Decree No. 1390 (1998) [9], that dictates rules for the execution of Act No. 24804, added to the current activities of the Regulatory Body those related to the revision of the annual contribution made by waste generators to the Fund for Radioactive Waste Management.

5. REGULATORY CRITERIA APPLIED TO WASTE MANAGEMENT

ARN has developed some basic regulatory criteria applicable to the final disposal of radioactive wastes with the aim of providing assessment targets on radiological and nuclear safety for the demonstration period, and other regulatory requirements.

5.1 Risk Limits: The radiological protection criteria applied by ARN to the final disposal of radioactive wastes establishes that no individual of the critical group shall be exposed to a risk higher than 10^{-5} y^{-1} with optimization of the protection systems, and if the risk is not higher than 10^{-6} y^{-1}, the optimization requirement is not considered necessary, taking into account that further reduction in the detriment could only be achieved with a deployment of resources not balanced with the dose abatement. Those risk values are equivalent to a dose constraint of 0,3 mSv a^{-1} and a dose reference level of 0,03 mSv a^{-1} respectively. These criteria are consistent with the International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommendations [1], [3]. The main aims are to ensure that the individual risks are below the appropriate limits and to keep the radiological impact as low as reasonably achievable (ALARA).

5.2 Optimization of protection systems: The radiological protection systems used for waste management shall be optimized taking into account the reduction of the effective doses, the cost of several options (considering also the alternatives dilution-dispersion and concentration-confinement), the uncertainties associated to the long term and, as a boundary condition, the dose constraints.

5.3 Responsibilities: The waste generators (namely the operators of nuclear installations, or other users of radioactive material) shall be responsible for ensuring the wastes they generate are managed with an adequate level of protection of workers and public. These operators could delegate the management of the wastes, without transferring their responsibilities.

The criteria for the final waste disposal are based on the fact that once the decision to proceed is taken, such waste will not be subject to further treatment or other use not foreseen.

The final disposal of radioactive wastes shall be previously and explicitly authorized by the Regulatory Authority in the licence or operation authorization. Additionally, to dispose of materials subject to safeguards as waste a previous specific authorization of the Regulatory Authority is required.

5.4 Liquid and Gaseous Wastes: To comply with the radioactive effluent discharge limits set by the regulation in force, gaseous and liquid radioactive wastes shall be either treated by radioactive decay or retention, if necessary. Finally, wastes not fulfilling the previous criteria shall be solidified or immobilized.

5.5 Solid Wastes: The final disposal of solid wastes shall be performed through multiple barrier systems, when applicable. These barriers shall be the appropriate for the required confinement time, and composed by barriers of geologic nature and others with engineering features, with independent, redundant and diverse character.

The final closure of a waste disposal facility, or a particular system within this facility, shall previously be authorized by the Regulatory Authority. The operator of the facility shall extend its responsibilities to the phase between operation ending and the closure, the closeout stage and the following institutional control period established by the Regulatory Authority.

When applying for the construction and operation licence, the Responsible Organization shall demonstrate the system can be closed adequately and that after closure it will meet the safety goals.

5.6 Safety Assessment of disposal systems: The safety assessments of waste final disposal systems shall cover design, construction and operational stages, as well as their state after closure and their future evolution. Several type of scenarios shall be taken into account, among them: “normal evolution” (considering average degradation of the system) and “incidental or accidental scenarios” (resulting from possible disruptive events). The Safety Assessment shall be reported in terms of doses for normal scenarios, in terms of risk for probabilistic events, or by any other safety indicator considered as appropriate to the required confinement period, to the satisfaction of the Regulatory Authority. In the case of “normal scenarios”, the estimated doses to future generations shall not exceed the dose constraint established at the time of disposal. For disruptive events, risk limits as defined above should be used.

5.7 Reporting to Regulatory Authority: The Responsible Organization of a waste generator facility or a waste disposal facility shall maintain an updated inventory of the wastes disposed of, during its operative phase, on their own third parties. The disposed inventory shall be informed annually to the Regulatory Authority. The inventory records shall be sent to the Regulatory Authority after ceasing activities.

The Responsible Organization of a waste disposal facility shall annually inform the Regulatory Authority, the degree of fulfilment of dose constraints established in the corresponding licence or authorization. This information shall be based on assessments performed with the help of appropriate models, considering the foreseen evolution of the barrier material properties.

6. DEVELOPMENTS ON SAFETY ASSESSMENT OF WASTE DISPOSAL

In developing independent criteria for the safety assessment of radioactive waste disposal, ARN has developed some computational tools. These tools are models to compute source term releases from near surface disposal facilities, radionuclide transport in three dimensions and doses due to several scenarios (normal and intruder, including various exposure paths). These codes participated in the NSARS inter-comparison exercise of the International Atomic Energy Agency. The developed codes can also be used to aid in making regulatory decisions. At the moment, ARN is taking part of the IAEA's Co-ordinated Research Programs "Improving Safety Assessment Methodologies" (ISAM) and "BIOsphere Modelling and ASSessment methods" (BIOMASS).

Besides, environmental models to assess doses to the critical group due to radioactive releases from nuclear installations in normal operation have been developed, taking into account site specific information: hydro and atmospheric dispersion and population habits and intakes.

Regarding HLW safety assessment, a feasibility study of a repository was performed during the eighties by the Regulatory Branch of CNEA (previous to the mentioned 1994 reorganization). In this study more than 60 Argentinean scientific institutions and universities have participated. The conclusions of this research work can be summarized as *"The final disposal of radioactive wastes conditioned in a solid form, in deep geological formations with appropriate characteristics, is a solution that will render to the present and future generations risks that won't be higher than the risks accepted in the normal life. The present state of the knowledge results enough to demonstrate that the wastes generated by the Argentinean NPP´s can be disposed of in our country in a safe manner"* [10].

7. CONCLUDING REMARKS

In Argentina, ARN controls the management of radioactive wastes generated in nuclear installations or by other users of radioactive material, either at the disposal facility of LLW, or during their safe storage at the generating facility or at the storage facility. The regulatory control activities are ensured by a multidisciplinary team of professionals, composed of specialists on waste management, radiation, nuclear and transport safety, physical protection and non-proliferation [11]. In our country, the regulatory control of waste management is evolving from Radiation Safety to cover the internationally agreed principles of Waste Safety.

8. REFERENCES

[1] Ley Nº 24.804 – "Ley Nacional de la Actividad Nuclear", Buenos Aires, Argentina, 1997.

[2] Ley Nº 25.018 – "Régimen de gestión de residuos radiactivos", Buenos Aires, Argentina, 1998.

[3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication 26 - "Recommendation of the International Commission on Radiological Protection", Adopted in January 1977, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **1** (3), 1977.

[4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication 60 - "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection" Adopted in November 1990, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **21** (1-3), 1990.

[5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, ICRP Publication 77 - " Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste" Adopted in May 1997, Annals of the ICRP, Pergamon Press, Oxford, **27** (Suplement), 1997.

[6] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma AR 10.1.1, “Norma básica de seguridad radiológica”, Revisión 1, Buenos Aires, 1995.

[7] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma AR 0.11.1, “Condiciones para la obtención de autorizaciones específicas del personal de instalaciones relevantes”, Revisión 1, Buenos Aires, 1997.

[8] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Norma AR 0.12.1, “Requerimientos de aptitud psicofísica para autorizaciones específicas”, Revisión 1, Buenos Aires, 1997.

[9] Decreto No. 1390/1998, Poder Ejecutivo Nacional, Buenos Aires, Argentina, 1998.

[10] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, “Repositorio de Residuos Radiactivos de Alta Actividad”, Estudio de Factibilidad y Anteproyecto de Ingeniería. (Primera Parte), Buenos Aires, Argentina, 1990.

[11] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, “Informe Anual 1997”, Buenos Aires, 1998.

Safeguards Evolution Towards Unattended C/S Systems

Valentino, L.I.; Saavedra, A.D.; Castro, L.B.;
Maceiras, E.; Llacer, C.D.; Vicens, H.E.;
Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S

Presentado en: 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management,
Phoenix, EE. UU., 25-29 julio 1999

SAFEGUARDS EVOLUTION TOWARDS UNATTENDED C/S SYSTEMS

Valentino, L.I.; Saavedra, A.D.; Castro, L.B.; Maceiras, E.; Llacer, C.D.;
Vicens, H.E.; Mairal, M.L. and Fernández Moreno, S

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

This paper shows the development and evolution of safeguards towards the use of different Containment and Surveillance Systems, which involve the possibility of working unattended. They are designed to transmit safeguards relevant data remotely. It is believed that they would increase safeguards efficiency while maintaining or even enhancing their effectiveness. At present, unattended C/S systems with or without remote transmission are in place at several installations. In addition, some other possible applications are being tested. One of these is the Remote Monitoring System (RMS) field trial at Embalse NPP to cover the transfers of spent fuel from the ponds to the dry storage.

Some of the matters to be addressed are of general nature (i.e. applicable to any unattended/remote system) while others depend on the specific application in a nuclear installation. Among others, the following are particularly important:

Sharing of data with the SSAC

Impact of a failure of the RMS on the operator, IAEA and the SSAC

Provision of relevant operational and accounting information

Review of the current safeguard approach for the selected installation

RMS cost-effectiveness assessment

This paper describes the status of the RMS field trial as well as the current C/S system in place at Embalse NPP.

INTRODUCTION

The development of new technology, which is used as a tool to improve safeguards effectiveness and efficiency, has resulted in new approaches to deal with a better cost effectiveness of IAEA safeguards.

One possible new approach will be to rely more heavily on the value of a comprehensive, transparent, and open regime. The credibility in such a regime will be funded in timely data collection and transmission. A local data network can be extended to allow remote monitoring by the addition of the necessary control functions, and interfaces, to allow communication over long-distance data paths, such as telephone lines or satellite links.

The remote transmission of safeguards relevant data directly to the IAEA from integrated systems of unattended sensors located in nuclear facilities world-wide could permit timely data collection and remote interrogation. The remote monitoring system could reduce the number and duration of safeguards inspections in the field. Furthermore, taking into account the need to implement the new safeguards measures within the available resources, it seems advisable to

employ this technique in those cases when it results in a better cost-effectiveness and in less intrusiveness to nuclear facility operators.

In several CANDU NPP the increasing amount of spent fuel are transferred to dry storage in concrete canisters, which are normally put under the Agency C/S measures. The verification of these transfers is consuming rather large inspection resources. This number is likely to go up as more power stations opt for dry storage measures for the spent fuel. In almost all the existing cases the fuel is loaded into baskets in the spent fuel pond area and then transported to the concrete canisters at another nearby location. Work is under way to define the system needed to perform the verifications above mentioned through unattended mode equipment.

SAFEGUARDS EVOLUTION. CONTAINMENT AND SURVEILLANCE SYSTEMS – UNATTENDED/REMOTE MONITORING SYSTEMS

The IAEA safeguards approach of fundamental importance to any facility is based on nuclear material accountancy complemented by containment and surveillance measures. The most desirable combination of these measures is that which permits the safeguard objective to be achieved at acceptable costs and with minimum intrusion into routine plant operations.

The application of C/S measures is aimed at verifying information on movement of nuclear or other material, devices and samples or preservation of the integrity of safeguards relevant data. In many instances C/S measures cover the periods when the inspector is absent and this contributes to cost effectiveness.

Generally, C/S is used to maintain the continuity of knowledge of previously verified inventories of nuclear material and to facilitate or reduce the inspection effort. To some safeguards approaches C/S systems are considered essential, thus a failure in them normally originates an anomaly that requires the re-verification of nuclear material inventories.

The Agency continues to introduce, in co-operation with States and the Regional Systems like the Brazilian–Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) and as safeguards technology development permits, new safeguards measurement and surveillance systems that can operate in an unattended mode and transmit safeguards relevant data remotely. The use of such equipment, particularly in “difficult-to-access” areas, can also lead to more effective safeguards. The extent to which such equipment can be used in a facility depends on facility design and operating practices and on the co-operation of States in developing and installing the equipment and in its use by the Agency. Existing cases of equipment functioning unattended include bundle counters, core discharge monitors, containment and surveillance and NDA measurement systems. A broad range of remote monitoring possibilities which include among others electronic seals, radiation and motion detectors and video surveillance are being demonstrated through a series of field trials under the International Remote Monitoring Project (IRMP). Other possibilities involving commercially available satellite networks for direct communications, data transmission and photo surveillance are also being examined.

Remote monitoring would allow the IAEA, and the Regional and the State Systems to acquire data via telephone lines or satellite links, therefore maintaining oversight of ongoing nuclear activities with fewer onsite visits by the inspectors.

Since the safeguards system is being reviewed towards its integration with the new measures, it might be advisable to review in depth the role of C/S. The IAEA already started this review since Program 93+2, now with the integration of safeguards there is a new momentum.

Remote transmission of safeguard data out of a facility and the boundaries of a State is considered as one of the new powerful and cost-effective measures to strengthen safeguards and to increase its efficiency.

Successful safeguard applications of this tool depend on the requirements and features to fulfil safeguards goals on one hand and the associated costs and other related issues on the other hand.

CHARACTERISTICS OF THE REMOTE MONITORING SYSTEMS (RMS)

The cost - effectiveness of RM applications will depend on a case by case analysis and on the definition of their scope from the safeguard point of view. However, there are certain basic issues applicable to the RM concept as such. This paper points out some of them:

a) Sharing of data with the State System of Accounting for and Control (SSAC)

Firstly, RM application in safeguards is based on and could only work in an environment of increased cooperation between the IAEA, Regional Systems and Member States.

An important issue is the acceptability of RM concept for the operators and the States. In this regard, the importance of sharing all data to be remotely transmitted has been highlighted during the discussions of RM in the Board and in its Committee 24. During these discussions the relevance of sharing such information was stressed as an essential part of the transparency regime. Therefore a basic principle to guide RM applications is to share with the States all the information generated at the facilities and transmitted remotely to IAEA Headquarters, Regional System (RS) and the SSAC.

On the other hand, it is important to identify in which cases it is possible to increase current co-operation between the Agency, the RS and the SSAC. It is supposed that in many of the RM applications, the SSAC and RS can carry out certain activities to improve the implementation of these systems. Therefore, it is expected that the Agency will seek for the increasing co-operation with both of them in such a way that the IAEA is able to conduct its safeguards activities with less effort or cost, or more effectively, or both.

b) Impact of a failure of the RMS on the operator, IAEA, ABACC and the SSAC

The “Performance Requirements for an Unattended/Remote Monitoring System for the Transfers of Irradiated Fuel Bundles from the Pond to the Canisters”, were established at EMBALSE Working Group integrated by the IAEA, the ABACC and the Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN). It should be considered that these requirements were specifically prepared based on the CANDU NPP situated at Cordoba Province, Argentina. Any other case should be studied particularly.

Any proper unattended system shall not only satisfy safeguards requirements but also shall give a reasonable assurance that the probability of false alarms or failures should be reduced to an acceptable level to all parties concerned. In case of lost of continuity of knowledge of spent fuel stored at the ponds, re-verification implies an important effort not only for the IAEA and the ABACC but also for the SSAC and the operator. Thus, under a RM application it is important to define and agree in advance what will constitute such an anomaly and what will be the remedy actions to solve it.

c) Provision of relevant operational and accounting information

In each RM application it is important to identify and decide in advance which information is essential for remote transmission and which can be kept at the facility for later use. As a general guiding principle the Agency should review current safeguards approaches to only request the remote transmission of data that are really fundamental.

An important aspect of the provision of the information is the security and integrity of the data. In a monitoring organization this would depend on the procedures in place within the organization, which would not be directly part of a remote monitoring system, but features could be incorporated in the data processing and presentation system to help achieve high security. These may include:

- Passwords and electronically readable identity cards.
- Additional levels of access and authorization control for sensitive activities.
- All data transferred, which should be encrypted and authenticated.
- Computer equipment and cables with good electromagnetic shielding properties should be considered, to prevent unauthorized reception of images and data from electrical interference.

d) Current Safeguard Approach at Embalse NPP

Embalse NPP is a standard CANDU 600 facility, except for the addition of the welding station and the canister yard for dry storage of spent fuel with six or more years of cooling time.

The welding station is a facility annexed to the main bay building in the opposite corner of a spent fuel transfer channel, at the corridor level. In this place there is a pedestal crane that lifts the pond flask out of the main bay and places it over one of the two wheeled carts. These carts are on rails running inside of the welding cell. The welding cell is a heavily concrete and shielded room, containing the welding machine in one side and two lifting devices in the roof. In the middle of this roof is located a penetration through which the welded basket is loaded into the transfer flask parked on the top of this cell. The transfer flask is loaded on a third wheeled cart pulled by tractor and leaving the welding station through a gate opposite to the entrance gate.

The canister yard is located in front of the auxiliary-turbine-service building. The transfer flask travels along a perimeter road and reaches the yard through a gate located in the farther left corner. A gantry crane lifts the transfer flask on the top of the canister with the main hook and the canister plug is moved with its auxiliary hook. After the basket is unloaded the transfer flask comes back to the welding station by the same way.

The nuclear material stored in this type of canister has been designated by the Agency as a “difficult-to-access”. According to Annex D of the Agency Safeguards Criteria, this nuclear material has to be verified by item counting, item identification (where feasible) and NDA gross defects with random high probability detection sampling plans, prior to its becoming “ difficult-to-access” and dual C/S is applied.

The safeguards approach for the spent fuel transfers is based (as in the general case) on a combination of accountancy and application of NDA-C/S measures.

At present, IAEA, ABACC and the State inspectors verify in-situ all the transfers of the spent fuels to the canisters by applying to the activities described.

e) RMS cost-effectiveness assessment

The development of these systems are relevant for improving the cost-effectiveness of safeguards. This may become true by obtaining a reduction in the number of routine inspections for the verification of nuclear material in the field. It is important to assess its cost before a decision to implement it for routine safeguards use is taken.

REMOTE MONITORING SYSTEM

The IRMP was coordinated by Sandia National Laboratories (SNL), USA. The field trials began in 1994. In 1995, the IAEA became involved IRMP and invited participants to establish bilateral arrangements. These field trials were mainly based on transmission of radiation, motion, temperature and video monitoring data via telephone links, Internet and satellite.

At Embalse NPP the first phase of this project was to test detector in the canisters of spent fuels. Later on, an action sheet was established between the Department of Energy (DOE) and the ARN to test the RMS at Embalse. In addition, Argentina and the US started to co-operate with the IAEA and the ABACC on this issue. As part of the second phase of this project, arrangements have been made to develop and test safeguards equipment and procedures for the implementation of unattended and remote verification of transfer of spent fuels from the ponds to dry storage. The instruments were installed for field test in April 1998 and in May 1999 and evaluation of the performance and procedures is in progress.

Verification of the nuclear material is based on a successful 100 per cent coverage of NDA gross defects method which ensure spent fuel properties by using gamma-spectrum radiation detection. In order to keep the continuity of knowledge of the verified nuclear material through the transfer process a combination of radiation sensors with C/S devices have been displayed. These components are supported or complemented by those belonging to the standard CANDU 600 safeguards approach. Special attention should be paid to the reliability of the process and system components by applying the diversity and redundancy concepts in order to avoid any possibility of tampering or system failure.

REMOTE MONITORING SYSTEM AT EMBALSE NPP

The current status of RMS installed at Embalse NPP consists of an integrated system formed by:

- Radiation chain of custody with six detectors, five of them communicate using radio frequency (RF) transmission and the other one is hardwired because it is mounted inside the welding station:

- D1 detector is under development between ARN and DOE technician.

  It will be installed in a fixed position at the pond bottom to measure and to count the spent fuels, which are charged in the canister recording the gamma spectrum of each one.

- D2 detector is a gamma sensor installed on the lid of flask 1 to follow its movement from the pond to the welding cell.

- D3 detector is a gamma sensor installed on the welding station wall in a fixed position.

- D4 detector is a gamma sensor installed on flask 2 to follow its movement from the welding station to the canister.

- D5 and D6 detectors are gamma sensors installed at the top of each canister to maintain the charged information during its charge.

-Integrated surveillance:

- Underwater camera located inside the spent fuel storage pond, which will begin capturing images as soon as a scene changes.

- Camera on the top of the door between the pond and the welding cell to see flask 1 movement.

- Cameras from MUX system in pond and welding cell buildings.

- Red/Green Light indicators: The first one, located at the spent fuel pond building, counts the number of spent fuels that have been loaded into flask 1.The second one, located in the welding cell building, provides an indication that the radiation sensors D1, D2 and D3 are functioning properly so that the welding process can commence.

- Global Position System (GPS): This is a differential system and consists of two receptors, one in stationary mode and the other in motion mode to follow flask 2 position.

CONCLUSIONS

- In applying a RMS it is of fundamental importance the sharing of information between interested parties. That is essential to increase the co-operation and transparency in the strengthened safeguards regime.

- A cost-effectiveness assessment of each RM application for a candidate facility should be carried out. This analysis should include, among others, the identification of the minimum amount of data to be remotely transmitted and its frequency (due to the impact in the communication costs). It is expected that the inspection effort in the field will decrease as a consequence of a RM application that will also result in a reduction in radiation exposure for inspectors and operators and less intrusiveness in facility operations.

- Current safeguards approaches need to be re-examined. This examination should take dully account to the strengthening of safeguards that is obtained through a RMS application and other new measures. It should not be a simple addition or modification to the current approach. For example, a successful store or transmission of key safeguards data should permit to change current criteria for annual PIV and interim inspections of the spent fuel at OLRs. Moreover, it might be appropriate to evaluate the current role of C/S for certain type of reactors like the OLRs.

- It is of great importance to define and agree what will constitute an anomaly due to a failure of a RMS and the remedy actions to resolve it. It is also important to determine the impact of such a failure on the operator, IAEA and the SSAC in advance the RM is used with safeguards purposes. It is expected that remedy actions that follows a failure of the RMS be realistic and take into account the increased confidence obtained by its application.

REFERENCES

[1] IAEA/SG/INF/1 (Rev. 1) Safeguards Glossary 1987 Ed.

[2] IRMP Plan April 1995 – SNL

[3] STR-317. Incorporating RM into Safeguards Apps. for on-load Reactors.

[4] Program 93+2. Task 2.

[5] The IAEA RMP.

[6] Final Report -Embalse Working Group IAEA-ABACC-ARN – January 1999.

[7] STR – 313 Incorporating RM into Safeguards Applications for Light Water Reactors.

[8] SRDP-R234 UK A00915 - Department of trade and Industry Components and function of a Remote Safeguards Monitoring System – December 1995.

[9] IAEA Safeguards Criteria.

Priority issues in radiation protection

Beninson, D.J.

Presentado en: Topical Issues in Nuclear, Radiation on Radioactive Waste Safety,
Viena, Austria, 31 August – 4 September 1998
Proceedings Series 1999, p. 33-35

PRIORITY ISSUES IN RADIATION PROTECTION

Beninson, D.J.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Member of ICRP Main Commission

Radiation protection has evolved substantially since the first detrimental effects became evident in the early use of x rays and separated natural radio-nuclides. Such evolution was largely based on the recommendations of the ICRP.

PRESENT RADIATION PROTECTION SYSTEM

Present radiation protection is based on the recommendations presented in ICRP Publication 60 of 1991, which was a consolidation of several ideas that were discussed in the previous years. Conceptually, ICRP 60 is based on a stipulated linear non-threshold relationship between probability of severe harm and radiation dose at low doses, and on this basis ICRP 60 develops a coherent system of protection based on controlled and accepted risk.

The present system of protection presents new protection quantities, and in addition a quantity (effective dose) that can be readily converted in risk, representing the result of several tissue exposures to different types of radiation.

ICRP 60 has made clear that the present system of protection distinguishes between practices which increase doses and risks and interventions which reduce doses and risks. In the first case the increases are subject to control, while in the second the decision to intervene is guided by the principle of doing more good than harm.

The control of the introduction and the performance of a practice are subject to the principles of justification, optimization of protection and individual dose limits, for single sources of radiation or for a stipulated combination of sources.

While these principles are well known, there is still substantial confusion, that can be exemplified by statements such as “this protection system forces us to spend enormous amounts of money to reduce trivial risks”, which is nonsense due to the optimization principle. Also there is confusion trying to set limits in interventional situations, where there is no dose increase to control.

To end this ultrasummary it is worth mentioning that ICRP 60 introduces the concept of potential exposures, that is exposures that might occur in relation to radiation sources, but are not certain to occur. Control of such exposures is part of the protection of practices and consists of hardware or procedures for the purpose of reducing the probability involved. In this case, one deals with second order of stochastisity of the severe effects, the occurrence of the exposures, and the risk given that the exposure has occurred.

STANDARIZATION OF DOSIMETRIC MODELS FOR THE SYSTEM OF RADIATION PROTECTION.

The application of the radiation protection system require knowledge of the relation between the dosimetric quantities applicable in particular situations.

In practice, standarization of situations becomes essential. Such standarization, in the ICRP, is the responsibility of Committee 2. The issues examined at present and near future by the Committee exemplify current priority issues in this standarization:

a) Embryo/foetus dose coefficients.

b) Human respiratory tract model.

c) Reliability of dose coefficients.

d) Revision of ICRP publications 30 and 78.

e) Doses to newborn from breast-feeding.

f) Human Alimentary tract.

g) Reference man.

h) Phantom development.

The list above are of work in progress or scheduled to start in the near future, and therefore represent the priotization of subjects in the area classically called “secondary standards”.

ISSUES IN THE APPLICATION OF THE “RADIATION PROTECTION SYSTEM”

In the ICRP structure two Committees deal with the practical applications, Committee 3 with applications in Medicine, and Committee 4 with application in all other fields, including nuclear activities, industry, research, etc.

Committee 3 is examining the following subjects as priority issues:

a) Radiopharmaceuticals (dosimetry)

b) Interventional radiology.

c) Safety in radiotherapy.

d) Pregnant patients and medical staff.

It seems clear that recommendations for the medical community should be formulated on the bases of the interests and main problems of the medical practitioners.

The main issues dealt with by the ICRP directly related with the interests of this Conference are the subjects discussed by Committee 4. The new approaches of ICRP 60 require a set of indications on the practical applications.

The ICRP has recently published two such documents: on protection in occupational exposures and, on protection against potential exposures for selected radiations sources.

Two main subjects continue under elaboration. One is on “solid waste disposal”. In this case potential exposures are essential, and the very long time frame require some stylised models.

The other subject is “chronic exposures”. This is very important for many issues being faced by competent authority in many countries. Restoration of contaminated land, being the result of accidental releases, or man-made activities including atmospheric testing of nuclear weapons and historical excessive effluent discharges, is one of the main interest on “chronic exposures”.

Decontamination of installations and land from activities carried out in the past, such as luminasing using radium are further cases of interest.

In addition to these two main subjects, several other issues are being examined, such as strengths and weaknesses of the present dose limitation system, protection of the environment, exposures to aircrews, etc.

CONTINUING REVIEW OF THE SCIENTIFIC BASES OF THE RECOMMENDATIONS

The Commission and mainly Committee 1 keep under review the radiobiological and epidemiological information that underlines the recommendation. As an example current documents on Genetic susceptibility to cancer, multifactorial genetic disorders and cancer risks at low doses are at present being discussed.

A Practical Approach to Perform Graded Verification and Validation

Terrado, C. and Woolley, J.

Presentado en: Specialist Meeting on Modernization of
Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Systems
Buenos Aires, Argentina, 1-3 junio 1999

A PRACTICAL APPROACH TO PERFORM GRADED VERIFICATION AND VALIDATION

Terrado, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Woolley, J.
S. Levy, Inc., a SCIENTECH Company
Campbell, California, USA

ABSTRACT

Modernization of Instrumentation and Control (I&C) systems in nuclear power plants often implies to go from analog to digital systems. One condition for the upgrade to be successful is that the new systems achieve at least the same quality level as the analog they replace. The most important part of digital systems Quality Assurance (QA) is Verification and Validation (V&V). V&V is concerned with the process as much as the product, it is a systematic program of review and testing activities performed throughout the system development life cycle. Briefly, we can say that Verification is to build the product correctly, and Validation is to build the correct product. Since V&V is necessary but costly, it is helpful to tailor the effort that should be performed to achieve the quality goal for each particular case. To do this, an accepted practice is to establish different V&V levels, each one with a proper degree of stringency or rigor. This paper shows a practical approach to estimate the appropriate level of V&V, and the resulting V&V techniques recommended for each specific system. The first step purposed is to determine **"What to do"**, that is the selection of the V&V class. The main factors considered here are: required integrity, functional complexity, defense in depth and development environment. A guideline to classify the particular system using these factors and show how they lead to the selection of the V&V class is presented. The second step is to determine **"How to do it"**, that is to choose an appropriate set of V&V methods according to the attributes of the system and the V&V class already selected. A list of possible V&V methods that are recommended for each V&V level during different stages of the development life cycle is included. As a result of the application of this procedure, solutions are found for generalists interested in **What to do**, as well as for specialists, interested in **How to do it**. Finally, it also helps to find out the main topics to include in a V&V plan.

1. INTRODUCTION

In recent decades, digital technology has assumed an increasingly important role in large systems for aerospace, defense, communications, transport, and energy applications. At the present time this technology is being applied to a great number of systems, including domains of high consequence operations that were formerly handled manually or by analog systems.

In the nuclear power industry, conversion to digital instrumentation and control systems started to gain momentum during the past ten years. Many factors, involving analog and digital products, concurred to bring about this result. On the analog side there have been maintenance difficulties, discontinued production of some analog components, and lack of vendor support. On the digital side we have benefited from flexibility of systems design, cost reduction, and maturity of new techniques and tools for verification and validation.

For digital systems that must perform high consequence functions, the main attributes to consider for quality assurance are dependability, reliability, safety, security and robustness. To achieve these goals, people involved in development, licensing, certifying or acquiring the sys-

tems must deal with rigorous quality techniques to assure that the new digital systems have at least the same quality level as the analog systems they replace.

Because digital systems incorporate software, the most important part of the quality assurance (QA) program is verification and validation (V&V). There are a lot of possible techniques to perform V&V. Each of these methods has different characteristics, locates different kinds of faults, and requires different skills and tools. Therefore, there are different costs associated with these V&V methods. To grade the necessary effort, a recommended practice is to choose among different levels of V&V, each with a different degree of stringency or rigor. This paper describes a practical approach to estimate the appropriate V&V level and the resulting techniques recommended for each specific system. The concepts presented here are also outlined in the EPRI V&V Handbook [1]. This work benefitted significantly from EPRI support.

It is important to note that when a software-based product is related to significant consequences, we should accept nothing less than a complete and pervasive intolerance to any compromise of safety and security.

2. WHAT IS V&V?

The IEEE Standard Glossary of Software Engineering Terminology (IEEE 610.12-1990) defines:

> **verification and validation (V&V).** The process of determining whether the requirements for a system or component are complete and correct, the products of each development phase fulfill the requirements or conditions imposed by the previous phase, and the final system or component complies with specified requirements.

The first two parts of this definition are verification; the third part is validation. Verification includes detailed review and testing at each life cycle phase and determines whether the project is ready to move to the next phase. Validation, on the other hand, involves evaluating the overall behavior of the system under conditions representative of its intended use.

The IEC 61508 Functional Safety of Electrical/Electronic/Programmable Electronic Safety-Related Systems defines:

> **verification.** Confirmation by examination and provision of objective evidence that the requirements have been fulfilled.
>
> **validation.** Confirmation by examination and provision of objective evidence that the particular requirements for a specific intended use are fulfilled.

These definitions are simpler than the former, while they also demand evidence of the process. In the context of IEC 61508, verification is the process of demonstrating by analysis and/or tests that the deliverables of each phase of the relevant life cycle meet in all respects the objectives and requirements set for that phase. Validation is the process of demonstrating that the system under consideration meets in all respects its safety requirements specification, particularly after installation of the system.

In brief: Verification answers “Did we build the product correctly?” Validation answers “Did we build the correct product?”

Finally, it is important to note that V&V is effective only if it is applied systematically throughout the development life cycle, so there can be an active and constructive interaction between the development staff and the V&V team.

3. GRADED V&V FOR I&C SYSTEMS

V&V activities demand important resources and effort. To perform V&V it is necessary to organize V&V teams, with different levels of independence and expertise, that will be responsible for the application of V&V methods and techniques to assure the quality of the product. Because not all digital systems have the same level of criticality, and because V&V activities are costly, it is good practice to grade the effort corresponding to different levels of V&V. This is useful only if it leads to practical recommendations concerning what activities should be (or need not be) performed to achieve the desired software integrity.

The practical approach presented in this paper first determines the V&V class, then for each class, V&V methods are described that complement the development activities for the target integrity level. With safety-related systems, the classification is also useful to determine what amount of activity is important to satisfy regulatory requirements. This practical approach considers two major issues of V&V classification: **What to Do** and **How to Do It**. Table I summarizes the concept of this classification.

Table I. Overview of the Practical Approach

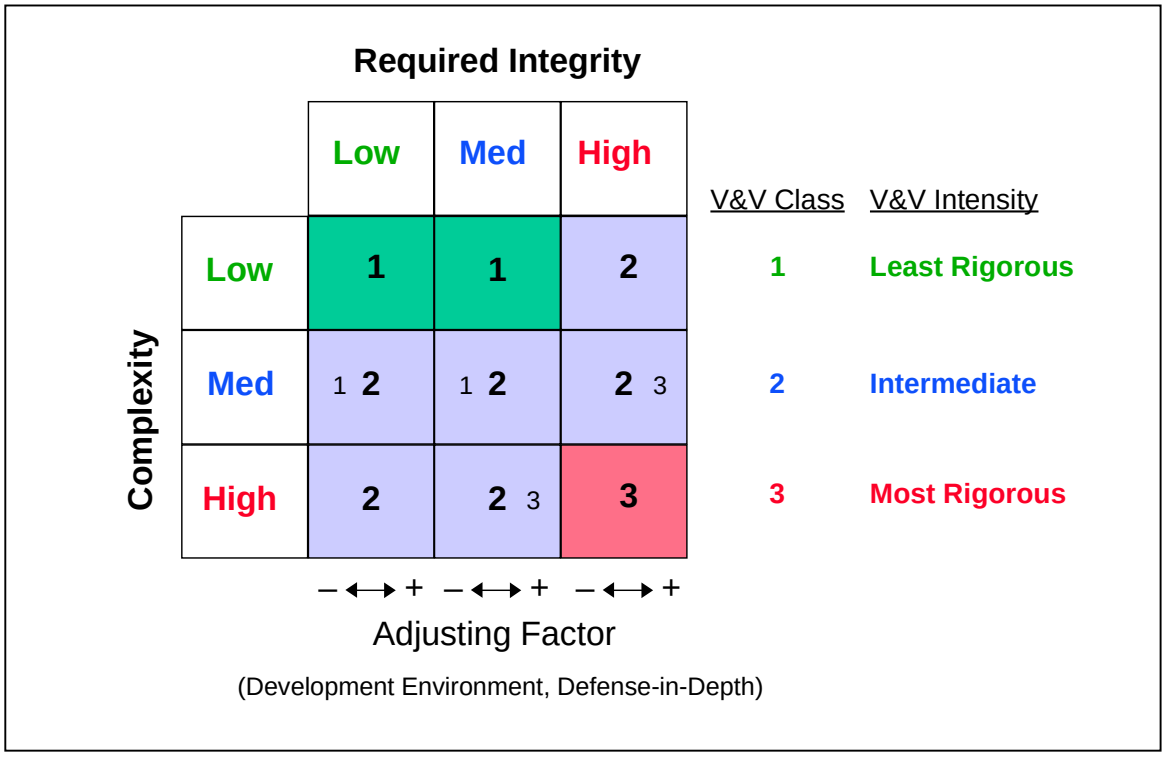
Issue	**Classifying Attributes**	**Products of Classification**	**Interest**
What to Do	Required integrity Functional complexity Adjusting factors Defense-in-depth Development environment	V&V class Necessary degree of rigor	Generalists Managers Licensing engineers Regulators
How to Do It	Application type Design characteristics Constituent components Platform type Programming method Human interface HDW/SFW integration Project characteristics Procurement method Life cycle stage	Applicable methods for determining System requirements SFW requirements SFW design Design analysis Review and inspection SFW testing System testing Tools that support these methods	Specialists System engineers Software developers

4. WHAT TO DO — SELECTION OF THE V&V CLASS

The nature of the system (i.e., its required integrity, functional complexity, etc.) defines **What to Do**. The classification process establishes the V&V class, which identifies the degree of rigor necessary during the requirements, design and implementation life cycle stages, as well as the intensity of V&V activities. Recommendation for specific activities and V&V methods then follow.

Figure 1 synthesizes a step-by-step classification process to determine the V&V class after evaluation of the main factors involved. These steps are discussed below.

Figure 1. V&V Class Selection



STEPS TO DETERMINE THE V&V CLASS

Step 1: Assess the required integrity of the software.

This is determined by answering the question "How important is it that the software not fail?" This is related to the question "What are the consequences of software failure?" If the consequences of software failure are high, then more rigorous V&V is needed. Usually three levels of software integrity are established.

Integrity is closely related to the consequences of system failure. But the consequences of system failure are not always the same as the consequences of software failure. If the software introduces a system failure mode that is not already taken into account, then the software failure consequences should be higher. On the other hand, if the role of the software is such that its failure cannot impact the system safety function, then the software failure consequences may be lower than those of the system. Adequate isolation must exist between the software and the system components that implement its safety function in order to claim that the software cannot affect the system safety function. The consequences of software error can also be reduced by use of fault tolerance in the design. For example, mitigating features can return the system to a safe state if erroneous software behavior is detected.

Three levels of required integrity are suggested in terms of the following consequences of a failure or incorrect operation of the system:

- Loss of life
- Human injury
- Long term human health problems
- Injury or fatalities to plant or animal life
- Destruction or pollution of the environment or ecosystem

- Discomfort to people
- Interruption of service and/or disruption of system mission
- Financial loss
- Loss of information
- Impact on the availability or operation of other systems
- Impact on an organization's capability to perform

Integrity Level HIGH:

- The consequences listed above are considered to be unacceptable from any perspective.

Integrity Level LOW:

- The consequences listed above are considered to be reasonably acceptable from all perspectives.

Integrity Level MEDIUM:

- The consequences listed above are considered to be somewhere between the requirements for HIGH integrity and LOW integrity.

Step 2: Assess the functional complexity of the software.

This is characterized by how difficult or intricate are the functions that the software is required to perform. For example, it may be possible to exhaustively test a simple set of Boolean functions, permitting a reduction in software V&V class. But a more complicated control algorithm may require extensive random testing in a plant simulator environment, so a higher level of V&V is indicated. Usually three levels of software complexity are established.

Only functional complexity is considered here as an adjusting factor for software V&V because only functional requirements are known at the earliest stage of the life cycle when V&V classification is to be determined. The complexity of the system's design and implementation should be addressed separately as a graded design attribute, such that high software integrity levels demand simple design and implementation. Three levels of functional complexity are suggested below.

Complexity Level HIGH:

- The system controls something or provides real-time advise to an operator to control something (e.g., turn on computers, machines, etc.) AND its failure, delay, unintended repetition or any other kind of malfunction could directly or indirectly cause damage or harm to anything.

Complexity Level MEDIUM:

- The system involves real-time processing OR any of the following: distributed processing, embedded processing, complex reasoning, interrupt-driven processing, a large number of complex interacting system.

Complexity Level LOW:

- The system is basically a stand-alone user-driven consulting system.

Step 3: Select the tentative V&V class.

Figure 1 represents a matrix of Required Integrity vs. Complexity. Using the two values assessed above, find the cell at the intersection of the complexity row and the integrity column. Notice that each cell has one primary value for V&V class (with larger font), and some cells have a secondary value (with smaller font). The tentative value of V&V class considers only the two primary factors (complexity and integrity). Development environment and defense-in-depth are adjusting factors that lead to final determination of the V&V class. These are addressed in the next two steps.

Step 4: Assess the development environment of the software.

If the software development environment is poor, then more careful V&V will be necessary; on the other hand, an excellent development environment may justify relaxing the final V&V class. Two levels of the development environment are suggested below.

Development Environment EXCELLENT:

- High level technical staff with abundant and varied training, more than 10 years of experience in analysis, application, programming and languages.
- Use of metrics to support continuous process improvements and higher quality levels.
- Use of tools to facilitate most life cycle phases.
- Careful performance of configuration management during the whole software life cycle.

Development Environment POOR:

- Novice technical staff or newly formed team with minimal experience.
- Little or no use of modern programming practices.
- Deficient performance of configuration management during the software life cycle.

Step 5: Assess the defense-in-depth of the system.

A defense-in-depth design philosophy may permit less rigorous V&V. For this item it is necessary to consider diversity, redundancy and backup systems. For example, if there are two diverse systems performing the same function, then the software in each of the two systems might be assigned a lower V&V class.

Examples Illustrating the V&V Classification Process

Example 1: If the software is assessed to have MEDIUM complexity and MEDIUM required integrity, then the primary V&V class is 2. But if the development environment is EXCELLENT or the system design includes defense-in-depth (e.g., diversity, redundancy, or backup systems), then the V&V class can be relaxed to 1, and less rigorous V&V should be acceptable.

Example 2: If the software must be of HIGH integrity and is expected to have MEDIUM complexity, but the development environment is judged to be poor, then the most careful V&V class 3 will be required.

Example 3: For HIGH integrity with LOW complexity, the V&V class will always be 2 (intermediate). The same is true for LOW integrity with HIGH complexity. For these assessments, the adjusting factors are not considered.

Example 4: If HIGH integrity software also has HIGH complexity (the most difficult scenario), then the V&V class will always be 3.

5. HOW TO DO IT — SELECTION OF THE APPROPRIATE METHODS

Having made an assessment of V&V class, the remaining step of the V&V classification process considers additional attributes of the system, such as its constituent components and design characteristics, with the aim of determining **How to Do It**. In this way, the project manager can decide on specific V&V methods and tools that are most applicable for cost-effectively providing the level of rigor and intensity expected for the V&V class.

There are a variety of methods and tools that can be used to perform V&V. The effectiveness and applicability of these depend on what type of system is being considered and how it will be designed and built.

The attributes in Table II can be used to categorize a system. For a given system, it is possible to assign multiple values to most of these attributes. For example, constituent software components may include an operating system and several component drivers. In addition, different parts of a system may have different values assigned to a given attribute. For example, a monitoring system may have a data acquisition module developed using conventional procedural programming, but an operator advisory module may use both object-oriented and rule-based programming. For this example, a separate category should be identified for each subsystem, so that the correct V&V methods can be determined for each.

After determining the V&V class and the system attributes, specific V&V methods can be selected. Many methods are available for performing V&V throughout the software development life cycle. Each of these methods has different characteristics, locates different kinds of faults, and requires different skills and tools. Therefore, there are different costs associated with these V&V methods. In addition, each method is applicable to different stages in the life cycle.

There may be several combinations of V&V methods that will adequately address a particular type of fault. It is more important that the selected set of methods will be able to detect all the types of faults that may exist in the software being developed. As a guideline for selecting specific V&V methods, Table III lists some methods that are applicable to systems with custom written software as well as those that use commercial off-the-shelf (COTS) software. Recommendations are made for each V&V class. The recommended methods are applicable to different life cycle stages — requirements, design, and implementation. Note that the list of V&V methods in Table III is merely a representative list and is not intended to be an exhaustive list of all the methods that are available.

Table II. Attributes for Selecting Applicable V&V Methods

Attribute	**Possible Values**
Application Type	Analysis Database Monitoring Control Diagnosis Planning/Scheduling Protection
Constituent Components	Application Source Code Operating System Software Development Tools Office Automation Tools Component Driver(s) Standard Function Library
Platform Type	Dedicated Single-Purpose System General-Purpose System Modular Control System Programmable Logic Controller (PLC)
Programming Method	Procedural Programming Fourth-Generation Language Object-Oriented Programming Rule-Based System
Human Interface	Operator Interface Information Display Maintenance Panel No Human Interface
Hardware/Software Integration	Software Only Embedded Firmware
Procurement Method	In-House Development Contracted Development Commercial Dedication Turnkey
Life Cycle Stage	New System Development New System Replicating Existing Functions Modification of a Previously Developed System

Table III. Selection of Some Specific V&V Methods

V&V Method	V&V Class			Stage			References
	1	2	3	R	D	I	
Requirements analysis	R	R	R	●			2
Formal languages	—	—	**HR**	●			2, 3
Formal requirements review	**HR**	**HR**	**HR**	●			2
Modeling and animation with computer tools	—	—	R	●	●		4
Formal design review	**HR**	**HR**	**HR**		●		2
User interface inspection	R	**HR**	**HR**	●	●	●	5, 6
Requirements tracing	**HR**	**HR**	**HR**		●	●	2, 7
Structural testing	R	**HR**	**HR**		●	●	8, 9
Database analysis	—	R	R		●	●	2, 10
Software practices review	—	R	R		●	●	11, 12
System engineering review	—	—	R		●	●	13
Failure mode effects causality analysis (FMECA)	—	—	**HR**		●	●	14
Automated anomaly testing	—	R	R			●	10
Algorithm analysis	—	—	R			●	2
Process trigger and timing analysis	—	—	R			●	15
Data interface inspection	—	R	R			●	2
Process oriented audits	—	**HR**	**HR**			●	11, 7
Formal customer review	**HR**	**HR**	**HR**			●	12, 7
Functional testing	**HR**	**HR**	**HR**			●	16, 7
Boundary testing	—	**HR**	**HR**			●	17, 9, 7
Random testing	—	R	**HR**			●	18, 7
Robustness testing	—	**HR**	**HR**			●	19, 7
Regression testing	—	**HR**	**HR**			●	2, 7
Validation scenario testing	—	**HR**	**HR**			●	7

Legend

Recommendation for V&V Class:

- **HR** Highly Recommended
- R Recommended
- — No recommendation for or against

Life Cycle Stage:

- R Requirements
- D Design
- I Implementation

The following examples illustrate the selection of V&V methods with Table III.

Example 1: If the software is V&V class 1, then methods that are highly recommended during the entire development life cycle are formal requirements review, formal design review, requirements tracing, formal customer review, and functional testing.

Example 2: For V&V class 2 software, formal requirements review and user interface inspection are highly recommended methods during the requirements stage of the life cycle. With respect to the latter method, it is expected that only inspection of user interface requirements will be possible during the requirements stage. But it is highly recommended that the user interface inspection method should be repeated during the design and implementation stages, also.

Using Table II to categorize the system is useful for adjusting some of the recommendations made for V&V methods listed in Table III. For example, if the human interface attribute in Table II is a maintenance panel, then the recommendation for user interface inspection V&V method in Table III might be reduced. Or if the application type in Table II is database, then the database analysis V&V method in Table III might become highly recommended.

Table IV provides a more detailed description of the specific methods listed in Table III. These are grouped according to three broad types of V&V techniques — reviews and inspections, analysis, and testing. Notice that the methods listed in Table III are roughly grouped according to life cycle stage.

TABLE IV. Description of Some Specific V&V Methods

Group	Method	Description	Effectiveness During Life Cycle
Reviews and Inspections	Formal Reviews (Requirements, Design)	Usually a series of reviews conducted at major milestones during the development life cycle (e.g., formal requirements review, formal design review). Used to improve development visibility and product quality. Provide a basic means for communication between the project team, company management, and users or customers.	Since the cost to correct an error increases rapidly as the development life cycle progresses, detecting errors during early stages by use of formal reviews is an attractive prospect. Most effective for large projects. For small projects, some reviews may be performed less formally, combined with other reviews, or eliminated.
	User Interface Inspection	Inspection of all aspects of human-system interaction to minimize the potential for incorrect operation and to support recovery from errors.	Detects requirements specification, design, and implementation errors related to communication, interpretation, and environment of system operation.
	Software Practices Review	Review of the software development organization to advise management and staff on improved operation and standards conformance (e.g., documentation, programming guidelines, communication protocols, etc.)	Detects operational and management defects plus standards conformance during the design and implementation stages of the life cycle.
	System Engineering Review	System engineering experts examine application of the requirements specification to the design description and its implementation. A variety of checks and analyses confirm good system engineering practices.	Detects errors during the design and implementation stages of the life cycle that may have originated during the requirements stage.
	Process Oriented Audits	Examines the products of software development with emphasis on improving the development process. Performed after the requirements specification has been developed, during the design and implementation stages.	Identify process improvements and check compliance with the project plan during the implementation stage of the life cycle.
	Formal Customer Review	Formal evaluation of the software product by customer representatives. Critical review of the implementation relative to requirements.	Increases user (customer) satisfaction. Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during the requirements or design stage.

Group	Method	Description	Effectiveness During Life Cycle
Analysis Techniques	Requirements Analysis	Analysis of the requirements to assure they are complete, explicit, consistent, testable, etc. Requirements are normally specified using graphical and/or textual means with various levels of formality. Methods used for requirements analysis will depend on how they are expressed.	Detects defects that originated during the requirements stage of the life cycle. For large systems, this method may be essential to assure an accurate requirements specification.
	Formal Languages	Formal methods and languages enable the definition of requirements in a rigorous, consistent, unambiguous way. These provide a basis for proving correctness of the developed software. Examples of such languages are EHDM, Z, VDM, etc.	Detects defects that originated during the requirements stage of the life cycle.
	Modeling and Animation with Computer Tools	When requirements and/or design are expressed in an unambiguous language, whether it is a semiformal graphical language or a formal mathematical language, it may be possible to test the description directly, even before any implementation activity. An automated tool is strongly recommended; e.g., Software Requirements Engineering Methodology (SREM).	Detects defects that originated during the requirements or design stage of the life cycle.
	Requirements Tracing	Verifies that products of the life cycle address each requirement of the system and that testing demonstrates adequate and appropriate satisfaction of each requirement. A common technique to assist with this method is the Requirements Traceability Matrix (RTM) that relates each requirement to corresponding items in the design specification, test procedures, and test results.	Very effective technique for discovering errors during the design and implementation stages of the life cycle as well as the testing and maintenance stages. Useful for verifying completeness, consistency, and testability.
	Database Analysis	Analysis of database design, structure, declarations, and attributes. Evaluating interfaces for error handling, consistency checking, etc.	Detects defects related to database operations and calculations during the design and implementation stages of the life cycle.
	Failure Mode Effects Causality Analysis (FMECA)	Identification of failure modes for each system component and analysis of the consequences of each type of failure. Information includes failure description, cause(s), defect(s), detection, safety consequences or other hazards, and methods for recovery from the failure.	Insures appropriate consideration of possible failures. Detects defects during the design and implementation stages of the life cycle that may have originated during the requirements stage.
	Algorithm Analysis	Analysis of software algorithms without execution of the code. Examination of the processing logic for adequate and correct operation.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during the design stage. Permits identification of missing or unintended features.
	Process Trigger and Timing Analysis	Analysis of the conditions that activate a process, with special concern for the timing of activation relative to other processes.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during the design stage. Important for V&V of real-time systems.
	Data Interface Inspection	Inspection of data interfaces for satisfaction of requirements, error handling, consistency checking, etc.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during the design stage, including interface connections, communication protocols, and mismatched formats.

Group	Method	Description	Effectiveness During Life Cycle
Testing Techniques	Automated Anomaly Testing	Tests for irregular style, comments, syntax, logic, complexity, etc. Performed using automated tools.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle. Assures good software development practices.
	Structural Testing	A white-box approach to software testing. Based on analysis of the program, a set of input data is chosen to exercise a large percentage of the program code or a previously specified target portion. Includes statement testing, branch testing, and path testing.	Detects the consistency of a component's implementation relative to its design.
	Functional Testing	A black-box approach to software testing. The internal structure and design of the software is ignored during selection of test cases. The software is viewed as an integrated collection of functions. Tests are constructed to demonstrate that the software satisfies all of its specified functional requirements.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during any stage. Useful for validation of the final system.
	Boundary Testing	Tests the boundaries and partitions of the input space. A type of domain testing that selects test case values at and around (just inside, just outside) domain boundaries.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during any stage.
	Random Testing	Input values for test cases are randomly selected, usually by an automatic test data generator. Input values may be restricted to a specified domain, or not. It is possible to select from many different sample distributions.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during any stage. Effectiveness is diminished by the difficulty of evaluating all of the test results obtained. Empirical tests for seeded and real errors using various sample distributions demonstrated that the uniform distribution, which selects input values with equal probability, was usually the most powerful.
	Robustness Testing	Exercises programs under challenging conditions. Test cases are selected with extreme inputs and variously degraded situations.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during the design or implementation stage.
	Regression Testing	Uses a set of test cases that test all of the system's functional requirements (see functional testing). After each change to the system, or periodically during system operation, the system is re-tested using this same set of test cases. Any change in test results must be explained.	Detects defects during the implementation stage of the spiral (iterative) life cycle. Particularly useful during the maintenance stage. Spurious errors introduced by system modifications or corrections may be detected.
	Validation Scenario Testing	Uses test cases with realistic inputs that demonstrate subsets of important functionality. Usually the final acceptance test intended to provide assurance to the user (customer) and possibly the regulator.	Detects defects during the implementation stage of the life cycle that may have originated during any stage.

6. SUMMARY

For simplicity of presentation and application, we have proposed that the classification of V&V can be cleanly separated into two parts that determine **What to Do** (i.e., the degree of rigor and intensity of V&V activities) and **How to Do It**. This separation also has the advantage that the question of **What to Do** is particularly interesting to generalists such as managers, licensing engineers, or regulators, while the question of **How to Do It** is of more interest to specialists such as system engineers or software developers.

Of course, this separation is a simplified model of reality at best. For a real project, estimating the necessary level of V&V effort may first require a determination of any special V&V techniques that must be employed, so that **What** depends upon **How**. Nevertheless, the principle of keeping **What to Do** (e.g., V&V intensity) separate from **How to Do It** (e.g., V&V methods) is still a valid goal, and striving for this separation will help the project manager to organize plans and to justify decisions.

The graded approach developed in this paper — first establishing target integrity levels, then recommending the amount of V&V necessary to achieve each level — is essentially consistent with the latest versions of primary standards that address V&V for digital systems. Three of these standards are: IEC 61508 [8], IEEE 1012 [20] and DO-178/ED-12B [21]. The first two establish different integrity levels based on risk, the last one, like this paper, defines integrity levels based on consequences of the system failure.

The first step of the V&V effort is to prepare a V&V plan that addresses all the topics related to this activity. The methodology developed in this paper provides an organized way to identify the main points that should be considered in the V&V plan.

REFERENCES

[1] EPRI TR-103291-R1, Handbook for Verification and Validation of Digital Systems, December 1998.

[2] NBS SP 500-93, *Software Validation, Verification, and Testing Technique and Tool Reference Guide*, National Bureau of Standards, September 1982.

[3] SRI-CSL-91-02, *An Introduction to Formal Specification and Verification Using EHDM*, SRI International, February 1991.

[4] Alford, M., *SREM at the Age of Eight; The Distributed Computed Design System*, Computer, pp. 36-46, 1985.

[5] NUREG/CR-4227, *Human Engineering Guidelines for the Evaluation and Assessment of Video Display Units*, July 1985.

[6] Rasmussen, J. and K.J. Vicente, *Cognitive Control of Human Activities and Errors: Implications for Ecological Interface Design*, Presented at the 4th International Conference on Event Perception and Action, Trieste, Italy, August 24-28, 1987.

[7] EPRI TR-103331, *Guidelines for the Verification and Validation of Expert System Software and Conventional Software*, Vol. 6: *Validation Scenarios*, Vol. 7: *User's Manual*, May 1995.

[8] IEC 61508, *Functional Safety of Electrical/Electronic/Programmable Electronic Safety-Related Systems*, Draft, 1998.

[9] Beizer, B., *Software Testing Techniques*, Van Nostrand Reinhold, 1990.

[10] Ng, P., and R. Yeh (ed.), *Modern Software Engineering: Foundations and Current Perspectives*, Van Nostrand Reinhold, 1990.

[11] Bryan, W. L., and S. G. Siegel*, Software Product Assurance: Techniques for Reducing Software Risk*, Elsevier, 1988.

[12] NUREG/CR-4640*, Handbook of Software Quality Assurance Techniques Applicable to the Nuclear Industry*, August 1987.

[13] Blanchard, B. S., and W. J. Fabrycky, *Systems Engineering and Analysis*, Prentice Hall, 1990.

[14] Leveson, N. G., *Safeware: System Safety and Computers*, Addison-Wesley, 1995.

[15] Hatley, D., and I. Pirbhai, *Strategies for Real-Time System Specification*, Dorset House, 1987.

[16] Howden, W. E., *Functional Program Testing*, IEEE Transactions on Software Engineering, Vol. SE-6, No. 2, pp. 162–169, March 1980.

[17] Myers, G. J., *The Art of Software Testing*, Wiley, 1979.

[18] Barnes, M., P. Bishop, B. Bjarland, G. Dahll, D. Esp, J. Lahti, H. Valisuo, and P. Humphreys, *STEM — A Project on Software Test and Evaluation Methods*, Proceedings of the Safety and Reliability Society Symposium, Manchester UK, November 1987.

[19] Miller, L. A., *Dynamic Testing of Knowledge Bases Using the Heuristic Testing Approach*, Expert Systems with Applications: An International Journal, Special Issue: Verification and Validation of Knowledge-Based Systems, Vol. 1, No. 3, pp. 249–269, 1990.

[20] IEEE Std 1012-1998, *Standard for Software Verification and Validation*.

[21] DO-178B/ED-12B, *Software Considerations in Airborne Systems and Equipment Certification*, FAA, 1992.

Influence de l'étain sur la tenue à la corrosion du Zircaloy-4 à 400ºC dans la vapeur d'eau

García, E.A. et Béranger, G.

Publicado en: La Revue de Métallurgie-CIT. Science et Génie des Matériaux, Mai 1999

INFLUENCE DE L'ÉTAIN SUR LA TENUE À LA CORROSION DU ZIRCALOY-4 À 400°C DANS LA VAPEUR D'EAU[1]

par García, E.A.* et Béranger, G.**

*Accidentes Severos, Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

**Département de Génie Mécanique, LG2mS (UPRES A 6066-CNRS),
Université de Technologie de Compiègne
France

Dans un article récent (1), nous avons montré qu'une modélisation simple associée à un code de calcul (2) pouvait rendre compte de façon satisfaisante de la corrosion de l'alliage Zircaloy-4 (Zry-4) dans la vapeur d'eau en autoclave à 400°C, sous une pression de 10 MPa. Cette modélisation, qui implique un mécanisme répétitif d'interconnexion de porosités, peut être étendue au cas d'un phénomène de fissuration répétitive; elle intègre à la fois les aspects diffusionnels et mécaniques liés à la croissance de la couche d'oxyde de zirconium, la zircone, et à la perte de son caractère protecteur.

Nous appliquons ici le même modèle pour étudier l'influence de la teneur en étain sur la résistance à la corrosion des alliages binaires Zr-Sn. En effet, des travaux antérieurs dans les mêmes conditions de corrosion que celles rappelées précédernment ont montré que l'étain pouvait avoir une influence significative sur la tenue à la corrosion du Zircaloy (3). Les alliages étudiés comportaient des additions de 0,5-1-1,2 et 1,5% d'étain. Dans ce contexte, nous supposons que la couche d'oxyde comporte une zone à porosité isolée ou fermée et une zone, distincte, à porosité interconnectée ou ouverte; cette dernière ne protège pas le métal, ce qui réduit l'épaisseur de l'oxyde protecteur (à porosité isolée ou fermée) par rapport à l'épaisseur totale de la couche d'oxyde. Les ajustements ont été réalisés à l'aide des résultats calculés par le code.

La Figure 1 montre la comparaison entre les résultats gravimétriques obtenus lors des essais discontinus en autoclave et les courbes cinétiques calculées à partir du modèle. On constate que ce modèle permet de rendre compte de façon satisfaisante des courbes expérimentales tout en confirmant le rôle de l'étain; toutefois, si les courbes thermogravimétriques sont qualitativement identiques, quelle que soit la teneur en étain, ces courbes présentent de nettes différences quantitatives. En effet, pour rendre compte des courbes thermogravimétriques expérimentales, on est amené à introduire dans l'approche théorique une succession de régimes d'allure parabolique dont le nombre augmente avec la teneur en étain. En conséquence, avec l'augmentation du nombre de ces régimes élémentaires on pourrait, en première approximation, approcher la courbe thermogravimétrique correspondant à la concentration la plus élevée en étain, par un régime pseudo linéaire. Indiquons de plus que, dans l'approche théorique, nous avons introduit un seuil de masse pour pouvoir rendre compte de toutes les courbes cinétiques *(tabl. I)*. L'introduction de ce seuil signifie qu'il y a peut être un régime initial transitoire dont nous n'avons pas rendu compte. Par contre, notons que pour les durées considérées, nous n'avons pas eu besoin d'introduire de régime linéaire comme cela avait été fait dans le travail précédent (1). Le *tableau I* rassemble outre les temps t_i des transitions dans la cinétique (accélération de la vitesse de corrosion), les valeurs calculées des épaisseurs d_i de la zone à porosité fermée (oxyde protecteur interne) et (ω_i de la zone à porosité ouverte (oxyde non protecteur externe). Ce tableau permet d'évaluer l'influence de la teneur en étain sur les valeurs de d_j et de ω_i ainsi que sur les pourcentages de la couche protectrice par rapport à l'épaisseur totale $d_i + \omega_i$ Les Figures 2a à 2d montrent la zone à porosité interconnectée en fonction du temps et celle de l'interface métal/oxyde pour chaque alliage Zr-Sn étudié.

[1] La Revue de Métalturgie - CIT/Science et Génie des Matériaux Mai 1999

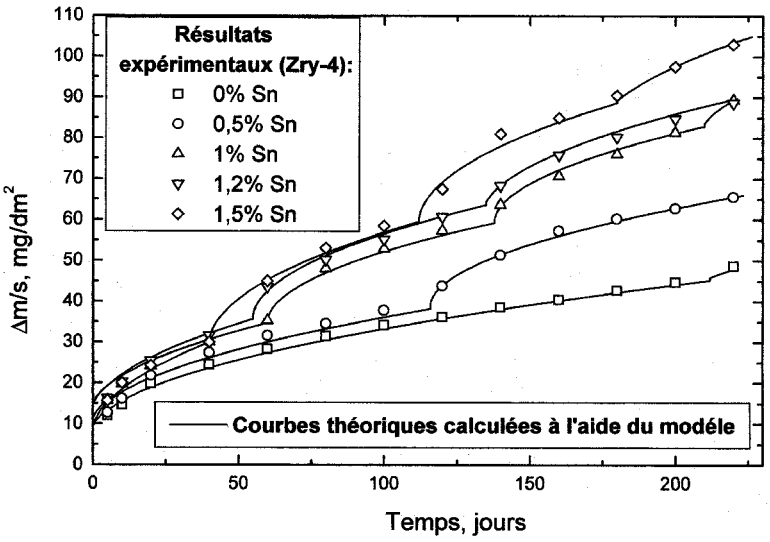


Figure 1. Comparaison des résultats expérimentaux gravimétriques et des courbes cinétiques calculées à l'aide du modèle.

TABLEAU I.

Teneur en étain	Seuil introduit dans chaque cinétique	t_i	ω_i	d_i	$\omega_i + d_i$	$\delta = \frac{100 d_i}{\omega_i + d_i}$	Nombre de refroidissements et de chauffages
	mg/dm^2	jours	µm	µm	µm	%	
0%	8	212	1,65	0,82	2,47	33,2	12
		>212<220	-	-	-	-	1
0,5%	10	116	1,85	0,02	1,87	1,07	7
		>116<220	-	-	-	-	6
1%	13,5	60	1,36	0,05	1,41	3,55	4
		138	2,99	0,05	3,04	1,64	4
		210	4,34	0,26	4,60	5,65	4
		>210<220	-	-	-	-	1
1,2%	13	55	1,46	0,05	1,51	3,31	4
		135	3,10	0,27	3,37	8,01	4
		>135<220	-	-	-	-	5
1,5%	8	40	1,37	0,10	1,47	6,80	4
		112	3,34	0,10	3,44	2,91	3
		180	4,60	0,77	5,37	14,34	3
		>180<220	-	-	-	-	3

La comparaison est d'autant plus satisfaisante que les essais ont été réalisés sur de longues durées et par une technique gravimétrique discontinue (4). Cette dernière était imposée par les conditions de corrosion en autoclave; le refroidissement et la chute de la pression de vapeur d'eau associés à la récupération de chaque échantillon pour le peser et à sa remise en

température et en pression sont des variables supplémentaires à prendre en compte car elles peuvent induire des perturbations. Toutefois, ces conditions de cyclages thermiques ont l'avantage de simuler celles rencontrées par les gainages en zircaloy placés en centrales nucléaires lors de arrêts de fonctionnement.

Il ressort de ce travail que l'étain à teneur croissante n'exerce pas, comme élément d'addition de l'ailiage Zircaloy-4, un rôle favorable sur la résistance à l'oxydation, au moins pour les durées étudiées de 220 jours; ceci pourrait suggérer du point de vue de la résistance à la corrosion que la teneur en étain dans l'alliage de zirconium, type Zircaloy-4, soit réduite voire annulée; toutefois, la composition en étain doit être optimisée pour tenir compte de l'ensemble des propriétés requises. Cette influence de l'étain se traduit dans l'approche théorique présentée ici par une augmentation, d'une part de la valeur du coefficient de diffusion de l'oxygéne à travers la couche d'oxyde avec la teneur en étain, et d'autre part des courtscircuits de diffusion (en liaison avec le déplacement de l'interface porosité isolée - porosité interconnectée). A contrario la valeur du coefficient de diffusion de l'oxygéne dans la phase métallique α (h.c.) a été choisie constante et identique à celle utilisée dans un travail antérieur (1); il n'a pas été nécessaire de la modifier pour favoriser les ajustements du fait que cette valeur est extrêmement faible et pourrait être considérée comme négligeable.

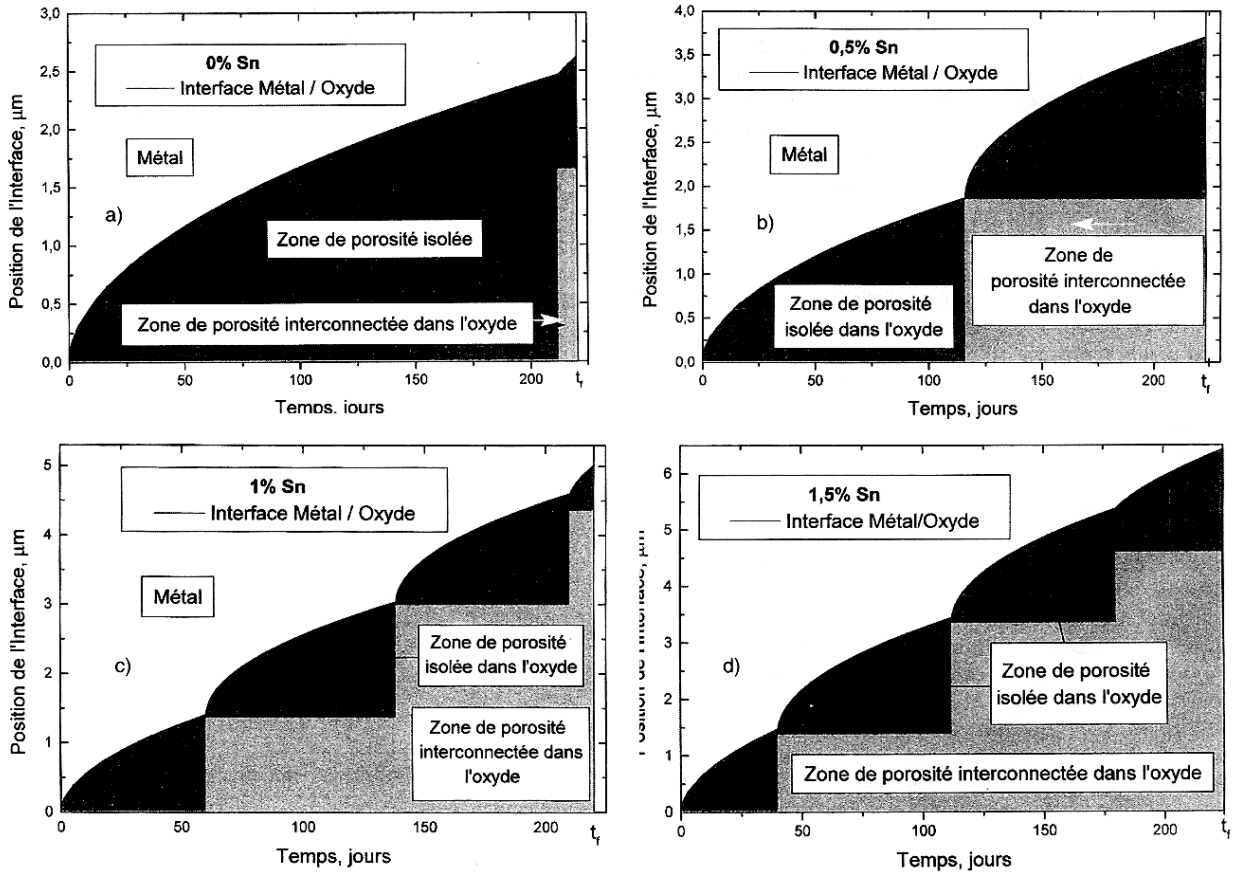


Figure 2. Positions des interfaces en fonction du temps pour:
a) 0% Sn, b) 0,5% Sn, c) 1% Sn et d) 1,5% Sn dans le Zircaloy

REMERCIEMENTS

Les auteurs remercient P. Barberis et D. Charquet du Centre de Recherches à Ugine (France) de la Société CEZUS, qui ont réalisé les essais de corrosion en autoclave.

BIBLIOGRAPHIE

(1) GARCÍA (E.A.), BÉRANGER (G.). - J. Nucl. Mater. (à paraître).

(2) GARCÍA (E.A.), KOVACS (J.). - J. Nucl. Mater., 210 (1994), p.78-83.

(3) GODLEWSKI (J.). - Thèse, Univ. Technol. Compiègne (UTC), France (juillet 1990).

(4) COX (B.). - J. Nucl. Mater., 148 (1987), p. 332-343.

Diseño conceptual de nodalización del núcleo y el circuito primario de la central nuclear Atucha I, para la modelación de accidentes severos con el código MELCOR, (versión 1.8.4.)

Valle Cepero, R.

Presentado en: XXXVI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear,
San Carlos de Bariloche, Argentina, 9-12 noviembre 1999

DISEÑO CONCEPTUAL DE NODALIZACIÓN DEL NÚCLEO Y EL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I, PARA LA MODELACIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS CON EL CÓDIGO MELCOR, (versión 1.8.4.)

Valle Cepero, R.

CONTENIDO

1. INTRODUCCIÓN

2. DESCRIPCIÓN DEL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CNA I

- 2. 1. El reactor
- 2. 2. El presurizador
- 2. 3. El tanque de alivio del presurizador
- 2. 4. Bombas principales de circulación
- 2. 5. Generador de vapor

3. MELCOR

4. Preparación del esquema de nodalización

- 4.1. Nodalización del reactor
  - 4.1.1. Tanque del moderador y su circuito
- 4.2. El Generador de vapor
- 4.3. Bombas principales de circulación
  - 4.3.1. Consideraciones para modelar un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) en CNA I
- 4.4. Presurizador

5. PAQUETE CORE (COR)

- 5.1. Esquema de nodalización con el paquete COR
- 5.2. Datos acerca de los anillos radiales
- 5.3. Datos de las celdas
- 5.4. Modelos
  - 5.4.1. Oxidación
  - 5.4.2. Modelo de relocalización de masa, “*Candling*”
  - 5.4.3. El modelo de bloqueo de flujo (o tapones de flujos) durante el proceso de *Candling*.
  - 5.4.4. Entrada de datos sobre anillos radiales para el núcleo de la CNA I
  - 5.4.5. Entrada de datos de las celdas formadas para el núcleo de la CNA I

6. El paquete *Heat Structure*

- 6.1. El Tanque del Moderador de la vasija del reactor de la CNA I
- 6.2. Estructuras de calor del reactor
  - 6.2.1. Relación entre el paquete COR y el HS
- 6.3. El generador de vapor, presurizador y tuberías del primario

7. CONCLUSIONES

8. BIBLIOGRAFÍA

LISTADO DE FIGURAS

Fig.2.1. Sistema de refrigeración principal de la CNA I.

Fig.2.2. Corte de la vasija de presión del reactor de la CNA I, y sus componetes internos.

Fig.4.1. Nodalización del tanque del moderador, con el paquete CVH.

Fig.4.2. Volúmenes de control hidrodinámicos que comprenden la vasija del reactor.

Fig.4.3. Generador de vapor de la CNA I.

Fig.4.4. Nodalización del generador de vapor, con el paquete CVH.

Fig.4.5. Presurizador de la CNA I.

Fig.4.6. Nodalización del presurizador y el tanque de alivio, con el paquete CVH.

Fig.4.7. Circuito Primario de la CNA I.

Fig.4.8. Nodalización general del circuito primario.

Fig.5.1. Etapas en el proceso de Candling.

Fig.5.2. Formación del tapón de flujo durante el proceso de Candling.

Fig.5.3. Nodalización del núcleo.

Fig.6.1. Estructura de calor.

Fig.6.2. Estructuras que se encuentran entre los canales y el tanque del moderador.

Fig.6.3. Estructuras de calor correspondiente a algunos internos de la vasija del reactor de la CNA I.

Fig.6.4. Estructuras de calor de un canal, en relación con los niveles axiales del modelo de núcleo, del paquete COR.

Fig.6.5. Estructuras de calor en los anillos radiales del núcleo.

1. INTRODUCCIÓN

El presente informe tiene como propósito mostrar el diseño conceptual que se ha tenido en cuenta, a la hora de preparar los modelos que servirán de base para la elaboración del juego de datos a utilizar con el programa de simulación de Accidentes Severos MELCOR, versión 1.8.4, considerando las particularidades en cuanto a diseño y funcionamiento de la Central Nuclear Atucha I (CNA I), específicamente el trabajo se concentrará en el circuito primario y su reactor.

2. DESCRIPCIÓN DEL CIRCUITO PRIMARIO DE LA CNA I

Como es conocido el circuito primario o de refrigeración de una central nuclear de agua a presión tiene el propósito de llevar la energía que se desprende en la zona activa del reactor, producto de la reacción de fisión del uranio a los generadores de vapor, donde como su nombre lo indica se generará el vapor que moverá los alabes de las turbina y estos el rotor del generador de corriente, obteniéndose como producto final la energía eléctrica.

A pesar de que la CNA I cumple con estas generalidades en cuanto a funcionamiento, posee particularidades muy específicas de diseño, que hay que tener en cuenta a la hora de trabajar con códigos de simulación de accidentes, los cuales han sido preparados principalmente para la modelación en centrales con equipamiento semejantes.

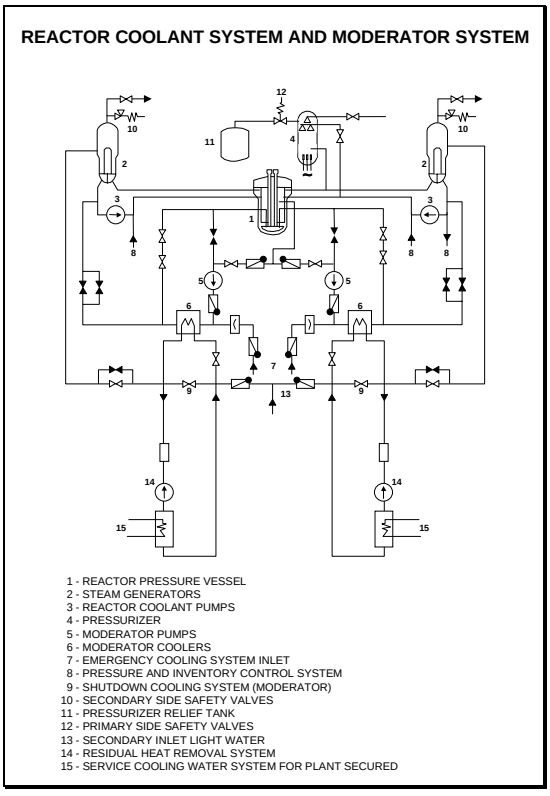


Figura. 2.1. Sistema de refrigeración principal de la CNA I

En este caso, se puede señalar que la CNA I, posee un reactor (YA01 B01) tipo Siemens de agua pesada a presión (PHWR), con una potencia térmica de 1179 MW y una potencia eléctrica en los bornes del generador de 357 MW, el sistema de enfriamiento del reactor (Figura 2.1) está compuesto por dos lazos, los cuales cuentan cada uno con un generador de vapor vertical (QW) de tubos en U, una bomba de circulación principal (QF) y uno de ellos, en la rama “caliente” posee el presurizador (QD) con las correspondientes válvulas de seguridad.

2.1. El reactor

En la Figura 2.2, se puede apreciar la vasija de presión del reactor de la CNA I y sus componentes internos.

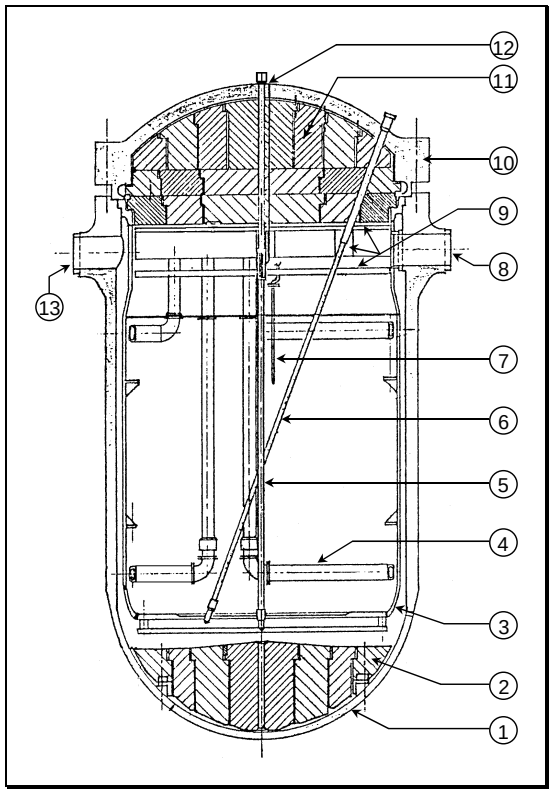


Figura. 2.2. Corte de la vasija de presión del reactor de la CNA I, y sus componentes internos.

1- Vasija de presión del reactor.
2- Cuerpos de rellenos inferiores.
3- Tanque del moderador.
4- Tubería del moderador.
5- Canal de enfriamiento.
6- Tubo guía de la barra de control.
7- Tobera de entrada de boro.
8- Tobera de salida del agua pesada.
9- Cabezal superior del tanque del moderador.
10- Cabezal superior de la vasija de presión del reactor.
11- Cuerpos de rellenos superiores.
12- Tobera para la instrumentación de control del núcleo.
13- Tobera de entrada del agua pesada.

La vasija de presión del reactor se encuentra conectada al circuito primario a través de los cabezales (o toberas) 8 y 13, en este caso el refrigerante entra por el cabezal 13, desciende a través del espacio entre la pared lateral de la vasija y la pared lateral del tanque del moderador, llega al plenum inferior y asciende, a través de los 253 canales donde se encuentran los conjuntos combustibles, evacuando el calor que se desprenden en ellos producto de la reacción de fisión. Es importante señalar las estructuras 2 y 11, o sea, los cuerpos de rellenos inferiores y superiores los cuales cumplen dos funciones importantes: la primera es blindar biológicamente la parte superior del reactor una vez detenido el reactor y la otra es la de disminuir el inventario de agua pesada en el primer circuito. A través del tubo guía 6 se desplaza la barra de regulación y control, en este caso son 29 barras las cuales como se puede apreciar se encuentran inclinadas, con el propósito de posibilitar el funcionamiento de la máquina de recarga de combustibles.

Una estructura muy importante y a la vez atípica que posee este reactor dentro de su vasija de presión es el tanque del moderador (3), el cual para su funcionamiento posee un circuito propio y ambos en su conjunto cumplen tres funciones importantes en cuanto al correcto funcionamiento de la CNA I, las cuales son:

- La regulación de la temperatura del moderador, respecto a la temperatura del refrigerante, durante el funcionamiento normal de la central.

- Eliminación del calor de decaimiento de la zona activa del reactor y del calor acumulado en el sistema primario cuando el reactor se encuentra parado.

- En caso de emergencia refrigerar el reactor mediante la alimentación del moderador a los canales de refrigeración. Para cumplir esta función se produce la abertura y cierre de un grupo de válvulas las cuales permiten que la bomba del circuito del moderador (5), (Figura 2.1), impulse al moderador, a través del intercambiador de calor 6 ceda parte del calor e ingrese al circuito principal de refrigeración por detrás de las bombas principales de circulación.

Como se puede apreciar en la Figura 2.1, el circuito del moderador se encuentra duplicado lo cual permite que en caso de un accidente con pérdida de refrigerante, reponer parte del inventario perdido por ambas ramas aunque una de ellas este dañada, y de esta manera tratar de evitar el descubrimiento del núcleo y sus posteriores consecuencias.

2.2. El presurizador

La presión en el circuito primario es regulada, a través del presurizador, el cual está conectado a una de las ramas “caliente” del mismo, por medio de la línea de unión (*surge line*). Este recipiente tiene un volumen de 40 m^3, ocupado por vapor y agua en equilibrio, los cuales garantizan la presión requerida durante la explotación de la planta, esto se logra con la ayuda de un sistema de calentadores eléctricos y de rociadores. Este sistema posee tres válvulas de seguridad las cuales tienen un punto de disparo una a los 125 kgf/cm^2 y las otras dos se disparan a los 132 kgs/cm^2.

2.3. El tanque de alivio del presurizador

Su misión es evacuar el vapor activo que es soplado por las válvulas de seguridad, el cual es condensado dentro de este tanque ya que dentro del mismo hay siempre una cantidad de agua pesada, por lo que el vapor proveniente del presurizador pasa a través de la misma y se condensa, para esto cuenta con un circuito intermedio que permite el enfriamiento constante del agua. Este tanque tiene un volumen de 50 m^3, en caso que se llenase o la presión superará los 5 kgs/cm^2 se rompería una membrana de seguridad y el refrigerante pasaría a la parte inferior de la esfera de contención.

2.4. Bombas Principales de circulación

Son dos, cada una alineada a una rama de la cañería del circuito primario, su misión es hacer que circule el refrigerante que pasa por la zona activa del reactor, se calienta y entrega el calor al circuito secundario a través de los generadores de vapor. Están montadas verticalmente y el agua pesada les entra de forma vertical y es bombeada hacia el reactor horizontalmente.

Algunas características de diseño de las bombas son:

- presión de diseño	135 atm
- temperatura de diseño	330ºC
- caudal	11750 m^3/h
- altura de elevación	123 m.c.a
- presión mínima de marcha	20 atm

2.5. Generador de vapor (GV)

Es el componente del circuito primario que permite el paso del calor desde este circuito al secundario y generar el vapor en el secundario con la calidad requerida para pasar a la turbina de la central.

En el caso de la CNA I se trata de dos generadores de vapor verticales los cuales están compuestos de un manojo de tubos en forma de U, los que se fijan a dos cámaras colectoras en la parte inferior del GV, es un recipiente de forma cilíndrica y en su parte superior se ensancha, es conocida esa parte como cámara de vapor y en ella se encuentran los separadores gruesos y finos los cuales intervienen el mejoramiento de la calidad del vapor que va hacia las turbinas. El refrigerante entra por el colector de entrada, se reparte entre los tubos en U y circulan hasta el colector de salida y se dirige hacia la bomba de circulación. Por la parte secundaria del GV se encuentra lleno de agua hasta 0,5 metros por encima del manojo de tubos en U.

Cada GV tiene una potencia térmica 506,15 MW, el refrigerante primario entra al GV con una temperatura aproximada de 305,65ºC y sale con 271,48ºC. El calor es transferido a través de 3945 tubos en U con una superficie de intercambio de 3454 m^2. En el secundario son generados 868,07 ton/horas, el agua de alimentación entra con 165,44ºC y se evapora alrededor de los caños y abandonan el GV con una humedad de 0,25%, con una presión de 44 atm y una temperatura de 254,87ºC.

3. MELCOR

El código MELCOR, versión 1.8.4, ha sido desarrollado en *Sandia National Laboratories* para la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos de Norteamérica, con el propósito de ser utilizado en los análisis de sensibilidad e incertidumbres que se realizan principalmente en las centrales nucleares.

El código MELCOR permite modelar un amplio rango de fenómenos físicos que incluyen termohidráulica, procesos de transferencia de calor, física de los aerosoles, calentamiento, degradación y relocalización del núcleo del reactor, el comportamiento del debris fuera de la vasija, el

desprendimiento de los productos de fisión y su transporte; y estos modelos se utilizan en el análisis de la progresión de accidentes en centrales nucleares de agua ligera.

Este código está compuesto por un grupo de aproximadamente 24 paquetes los cuales permiten la modelación de diferentes partes del accidente, a su vez se pueden dividir en tres grupos fundamentales: el de fenomenología, el que contienen las propiedades de los materiales y el utilitario o soporte.

El de fenomenología: en el se incluyen todos los paquetes que se encargan del estudio del comportamiento hidrodinámico, los fenómenos de transporte de calor, calentamiento y degradación del núcleo, productos de fisión, transporte de aerosoles, la dispersión de combustible, la interacción de corium – hormigón, combustión de gas, etc.

El de propiedades: incluyen las propiedades termodinámicas y de transporte de algunos materiales de interés, así como las opciones del calor de decaimiento.

El de utilitarios y soportes: incluye las funciones de control, las tabulares así como permite la inclusión de archivos de datos externos.

Los autores del código recomiendan que una buena manera de aprender a trabajar con él, es modelando problemas termohidráulicos simples que incluyan tres paquetes básicos el *Executive* (EXEC), *Control Volume Hydrodynamics* (CVH) y el *Flow Path* (FL) y en la medida que se vaya teniendo dominio se incremente la complejidad utilizando los paquetes *Control Function* (CF) y *Tabular Function* (TF) que sirven entre otras cosas para la modelación de la operación de válvulas, membranas, bombas, etc., después con la ayuda de los paquetes *Heat Structure* (HS) y *Material Properties* (MP) se aprenda a modelar simples estructuras como son tubos, paredes, etc. La modelación del comportamiento del funcionamiento del reactor se realiza con el paquete *Core* (COR) el cual puede ser adicionado con el paquete *Decay Heat* (DCH). En caso que se quiera hacer un análisis más detallado del comportamiento de la parte inferior de la vasija del reactor, entonces se puede utilizar el paquete *Bottom Head* (BH).

4. PREPARACIÓN DEL ESQUEMA DE NODALIZACIÓN

Teniendo en cuenta que el objetivo final de este trabajo es contar con un juego de datos de Atucha I para el análisis de secuencias accidentales con MELCOR, con lo cual sólo habrá que realizar los cambios específicos para la simulación de una secuencia dada, se siguió la filosofía de que estuvieran todos los componentes del primario.

En concordancia con las exigencias del código se empezó con la utilización del paquete CVH, FL, CF, TF y EXEC.

Todos los materiales hidrodinámicos junto con sus energías asociadas, en los cálculos con Melcor se realizan dentro de los volúmenes de control hidrodinámico En este caso se consideran materiales hidrodinámicos el refrigerante, el vapor y los gases no condensables; no se incluyen en este caso las estructuras del núcleo o el debris, productos de fisión, los aerosoles, las películas de agua en las paredes de las estructuras de calor o el hielo en los condensadores de hielo.

El paquete CVH permite, a través de la declaración de una tabla de altura contra volumen, la introducción de cualquier geometría cuyo volumen va a estar disponible para ser ocupado por materiales hidrodinámicos, la diferencia entre el punto más bajo y más alto correspondería con el volumen total de una geometría dada. La entrada inicial de los CVH define el volumen inicial ocupado por los materiales hidrodinámicos, por lo que el espacio que ocupan los componentes intactos del núcleo, así como los condensadores de hielo serán declarados a través de un volumen virtual en otros paquetes, por ejemplo el COR y el HS.

El contenido de cada volumen de control se divide en dos: puede ser *pool* o *atmosphere*, en este caso el *pool* ocupará la parte inferior del volumen y la *atmosphere* ocupará el resto. Como *pool* se considera agua en fase líquida o agua bifásica (agua con burbuja de vapor) y como *atmosphere* se considera vapor de agua, gases no condensable y niebla (fog). Otro punto a tener en cuenta es que el código permite escoger entre dos modelos termodinámicos para modelar la transferencia de masa y energía en los volúmenes de control, entre el *pool* y la *atmosphere* son: los modelos de no equilibrio y el de equilibrio termodinámico.

En el primero la transferencia de masa y energía entre el *pool* y la *atmosphere* está determinada por el estado termomecánico de los materiales en el volumen de control, en este caso la transferencia dependerá de las temperaturas en el *pool* y en la *atmosphere*, de los materiales en la *atmosphere*, de la velocidad de los materiales, etc. El modelo de equilibrio la transferencia de masa y energía entre el *pool* y la *atmosphere* esta implícitamente determinada por la asunción de que ambas fase tienen igual temperatura.

4.1. Nodalización del reactor

Teniendo en cuenta los componentes internos del reactor de la CNA I, se dividió en 8 volúmenes de control, de los cuales 5 corresponden a la parte por donde fluye el refrigerante, o sea, el canal de descenso, el plenum inferior, los canales de refrigeración y el plenum superior, unidos entre sí por las respectivas uniones de flujo; los otros restantes corresponden al tanque del moderador, ver Figura 4.2.

4.1.1. Tanque del moderador y su circuito

A pesar de que el circuito del moderador junto al tanque es prácticamente autónomo, hay que tener en cuenta que en la parte superior del tanque del moderador existen pequeñas aberturas que permiten el paso de parte del moderador y a su vez la mezcla del mismo con el refrigerante en el plenum superior. Por lo cual a la hora de modelar este sistema con MELCOR, se decidió en una primera etapa hacerlo separado del resto de los volúmenes del reactor, y cuando se obtuvieran resultados coherentes con los del funcionamiento normal de la planta unirlos a través del volumen de control 150 que representa el plenum superior, teniendo en cuenta que a la hora de usar la unión de flujo se le declarará el área de paso real existente entre el tanque del moderador y el plenum superior.

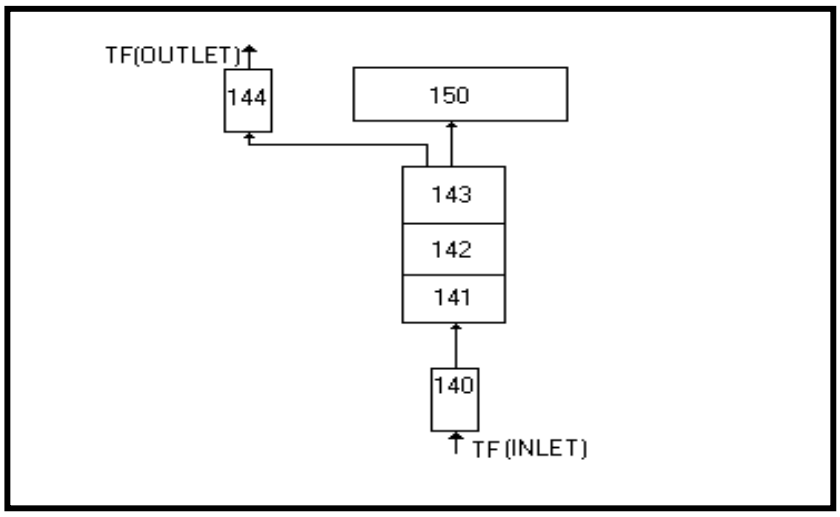


Figura. 4.1. Nodalización del tanque del moderador, con el paquete CVH.

Utilizando las posibilidades que brinda MELCOR, el tanque del moderador y su circuito de refrigeración se modeló como tres volúmenes 141,142 y 143, Figura 4.1, que representan al tanque como tal y dos 140 y 144 que representan parte de la tubería de entrada/salida del circuito del moderador; para modelar la entrada y salida del moderador, con sus respectivos flujos y temperaturas se utilizaron cuatro funciones tabulares que simulan este proceso. Estas funciones dan la posibilidad de trabajar en dependencia del tiempo por lo que en una etapa cuando se quiera modelar una secuencia de *Station Blackout* se puede declarar que estas funciones trabajen hasta que se produzca el *scram* del reactor, y en caso de que se modele una secuencia accidental tipo LOCA entonces se podrá escoger entre introducir todos los datos de las bombas del circuito del moderador en el paquete FL, o poner una función tabular que simule la entrada correcta de flujo de moderador por detrás de las bombas principales de circulación en el circuito primario durante un tiempo determinado de interés para el analista.

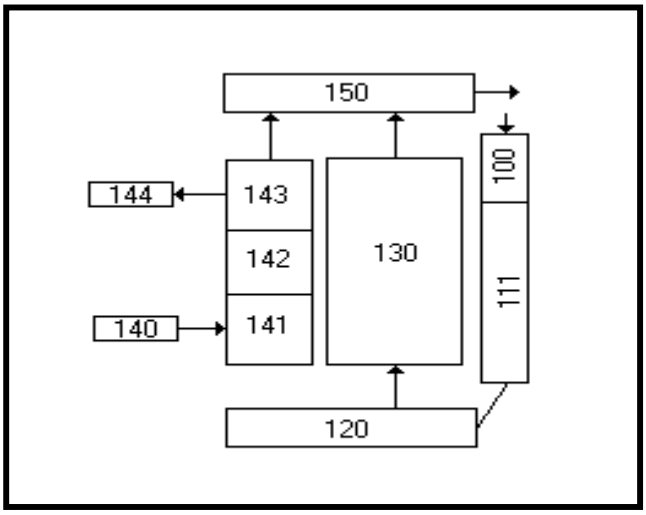


Figura. 4. 2. Volúmenes de control hidrodinámicos que comprenden la vasija del reactor.

Posteriormente se procedió a la unión de todos los volúmenes de control que comprenden la vasija de presión del reactor, quedando desde el punto de vista hidrodinámico como se muestra en la Figura 4. 2.

4.2. El generador de vapor

Para su nodalización el generador de vapor, Figura 4.3, se dividió por la parte del primario en cinco volúmenes de control, dos que corresponden a las cámaras colectoras de entrada y salida y tres que corresponden a los tramos que recorre el refrigerante primario dentro de los tubos en U, Figura 4.4. Por la parte secundaria se modelan tres volúmenes, uno que representa parte de la tubería de agua de alimentación, otro que es la parte secundaria del generador de vapor y un tercero que representa el colector de vapor, muy parecido a la forma en que se modeló el circuito del moderador, en este caso con dos funciones tabulares que simulen la entrada de masa y energía, y otras dos que estén en el volumen que representa al colector de vapor, simulando la extracción. Solo hay que tener en cuenta que si el accidente que se simula es un *Station Blackout*, la función que representa la inyección de agua de alimentación al GV debe parar en el momento que falte la alimentación eléctrica.

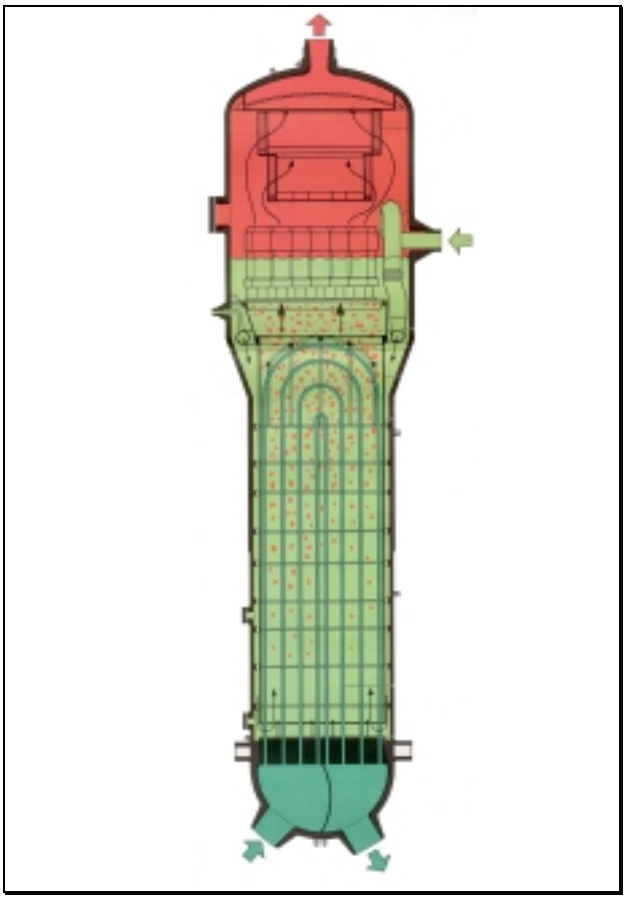


Figura. 4.3. Generador de vapor de la CNA I.

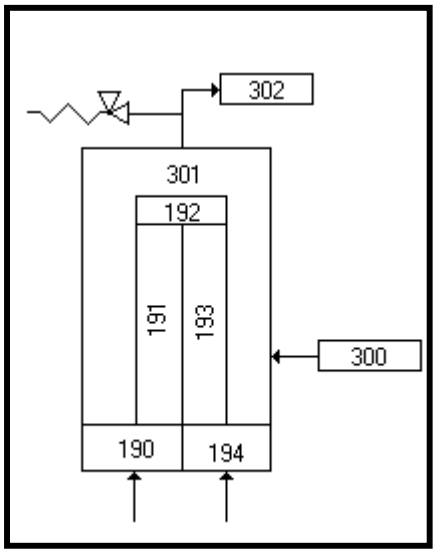


Figura. 4.4. Nodalización del generador de vapor, con el paquete CVH.

4.3. Bombas principales de circulación

La modelación de bombas con MELCOR se puede realizar con ayuda de una función de control que permite la introducción de los datos de la bomba a modelar, pero en el caso de CNA I hay que tener en cuenta que en caso de ocurrir un Station Blackout o un LOCA, en ambos casos y por cuestiones diferentes se producirán las paradas de las bombas principales de circulación, y si a esto se le adiciona que MELCOR ofrece la posibilidad de iniciar su corrida en el momento en que empieza el accidente, o sea, en ese caso ya las bombas estarían paradas, sería conveniente ver si es factible adicionar las bombas o no, pues no cumplirían su función.

4.3.1. Consideraciones para modelar un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) en Atucha I

Teniendo en cuenta el sistema de seguridad (TJ) de Atucha I, para el caso de un accidente con pérdida de refrigerante, un posible modelo a utilizar con MELCOR pudiera ser el siguiente:

Primero, hay que tener en cuenta que en caso de una rotura en el primario y producto de la despresurización, va a ocurrir el s*cram* del reactor, la conmutación de las válvulas del circuito del moderador, y comenzará a ingresar agua desde el tanque del moderador al primario por detrás de las bombas principales de circulación, hasta tanto el tanque del moderador llegue a un nivel determinado donde se detienen las bombas del moderador.

Segundo, en caso de que la despresurización continúe disminuyendo (en dependencia del tamaño de la rotura), entraría el sistema de inyección de alta presión, o sea, los dos hidroacumuladores, los cuales inyectan a través de los "*loop seal*" que se encuentran en el tramo horizontal de la cañería en U entre los generadores de vapor y las bombas principales de circulación de cada lazo de circulación, cuando en el primario exista una presión determinada se rompe una membrana y comienza la inyección con el propósito de reinundar el núcleo.

Tercero, una vez que la presión alcance el valor de conexión de las bombas del sistema de inyección de baja presión, entran en funcionamiento dos de las cuatro, o sea, una en cada lazo y dos se quedan en espera por si falla alguna, el agua para refrigerar el núcleo se toma desde el sumidero de la contención donde se acumula parte del refrigerante que se ha derramado a través de la rotura, si esta agua no fuera suficiente para el funcionamiento de las bombas se vacían en el sumidero los dos tanques de inundación que tienen una capacidad de 70 m^3 de agua liviana y se encuentran a temperatura ambiente. Estas bombas trabajarían hasta tanto se logre controlar la avería o hasta que dichas bombas fallen y comience un accidente severo.

Con MELCOR, teniendo en cuenta parte de la nodalización realizada y la cual se completa al final de este cuarto capítulo, estos tres puntos se pueden modelar de la siguiente forma, primero provocar una rotura donde se desee analizar, ver que tiempo se demora en alcanzar la presión de conmutación de las válvulas del circuito del moderador, una vez teniendo ese dato, se prepara una función de control en función del tiempo que simule la inyección de las bombas del moderador, hasta que se haya inyectado la masa de agua que se inyecta en una situación real. Durante ese tiempo se puede apreciar como sigue la despresurización y ver cuando alcanza la presión de entrada del sistema de alta presión el cual se puede modelar con una función del tipo TRIP, la cual permite modelar la rotura de una membrana una vez que haya una diferencia de presión entre dos volúmenes hidrodinámicos, en este caso el volumen que simula al hidroacumulador (o a los dos hidroacumuladores) y a uno de los de la rama fría que es por donde entra la inyección del hidroacumulador. Y por último, en dependencia los intereses que se tengan, en modelar las cuatro bombas del sistema de baja presión, o si se supone desde un principio su falla, o el funcionamiento de una, se podrá modelar como una función de control que inyecte masa en función del tiempo y si se quiere modelar la recirculación lo que se haría es declarar una inyección constante durante un tiempo largo, en cada lazo frío en correspondencia con el diseño de este sistema de la CNA I.

4.4. Presurizador

El presurizador, Figura 4.5, se nodalizó como un único volumen el cual por su parte inferior está conectado con uno de los lazos calientes del circuito primario, esto se hace como ya se ha mencionado con el paquete FL, lo que se quiere señalar en este caso es que a pesar de que el paquete FL en ocasiones sustituye tuberías, en las corridas realizadas con este código en otras plantas se ob-

serva que se le adiciona al volumen del presurizador, el volumen ocupado por el refrigerante en la línea de unión (surge line). De su parte superior saldrá una unión de flujo que comunicará al presurizador con el tanque de alivio, el cual cuando alcance una presión interna determinada fallará la membrana de protección y el refrigerante se derramará directamente en el edificio de contención, esto puede ser modelado con ayuda de una función de control llamada TRIP, la cual se puede utilizar entre otras cosas para simular la abertura de válvulas, el fallo del primario o en este caso puede modelar conociendo la presión de falla de la membrana del tanque de alivio, (5 kgf/cm^2), la rotura de la misma. En la unión de flujo se pondrá una función de control que simule el funcionamiento de la válvula de seguridad, a través de una función de histéresis con sus respectivas funciones tabulares de abertura y cierre en función de la presión que se alcance en el primario.

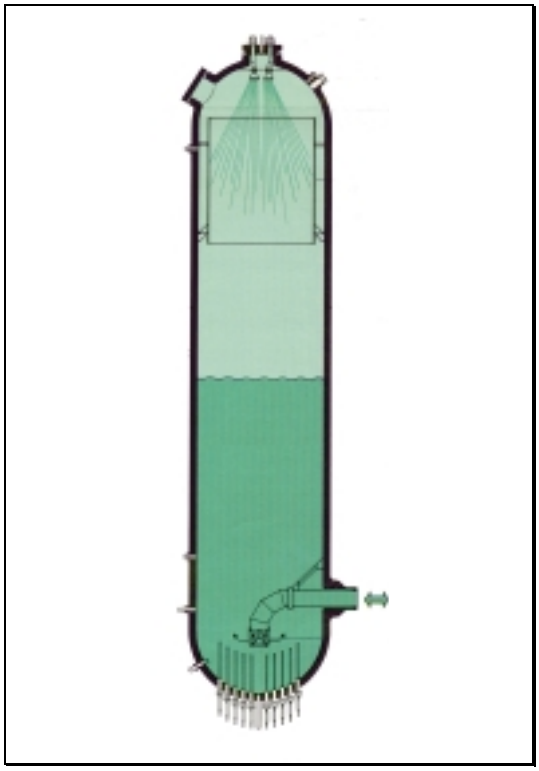


Figura. 4.5. Presurizador de la CNA I.

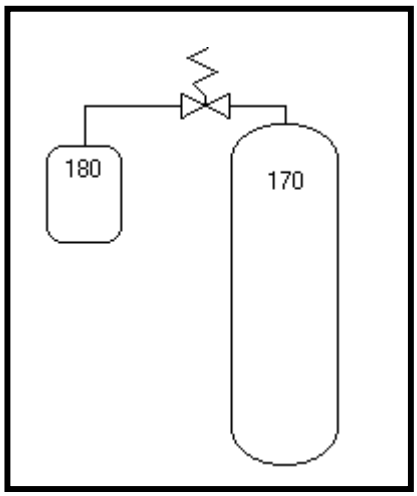


Figura. 4.6. Nodalización del presurizador y el tanque de alivio, con el paquete CVH.

Una vez realizado la nodalización de todos los componentes del primario se realizó su unión con los volúmenes que representarían la tubería del primario. En este caso aparece una interrogante, acerca de la conveniencia de modelar un lazo o los dos como es en realidad Atucha I, lo primero que se quiere hacer notar es que desde este punto de vista el código es muy amigable, con que se pongan correctamente los datos que el necesita y que los volúmenes de control contiguos tengan volúmenes, longitudes, áreas, etc., semejantes y no deben presentar problemas a la hora de correr el código.

- En una primera etapa se modelo un sólo lazo, para esto se duplicaron los caudales, y las áreas de paso, en este caso la ventaja que se tiene es que el modelo se hace más simple por lo que se cuenta con una menor cantidad de volúmenes y como es lógico el código necesitará menos tiempo de máquina para realizar los cálculos a la hora de simular una secuencia accidental. Lo que pasa es que si se pretende contar con un juego de datos para la modelación de diferentes secuencias accidentales, y se quisiera analizar el comportamiento asimétrico de los componentes de lazos diferentes o se quiere provocar una rotura opuesta al lazo que contiene al presurizador, convendría contar con una nodalización completa con la cual ya se cuenta. Pero se repite que ambas nodalizaciones están preparadas y será cuestión de analizar cual conviene utilizar para una secuencia dada y las PC con las que se cuenten para dicho caso.

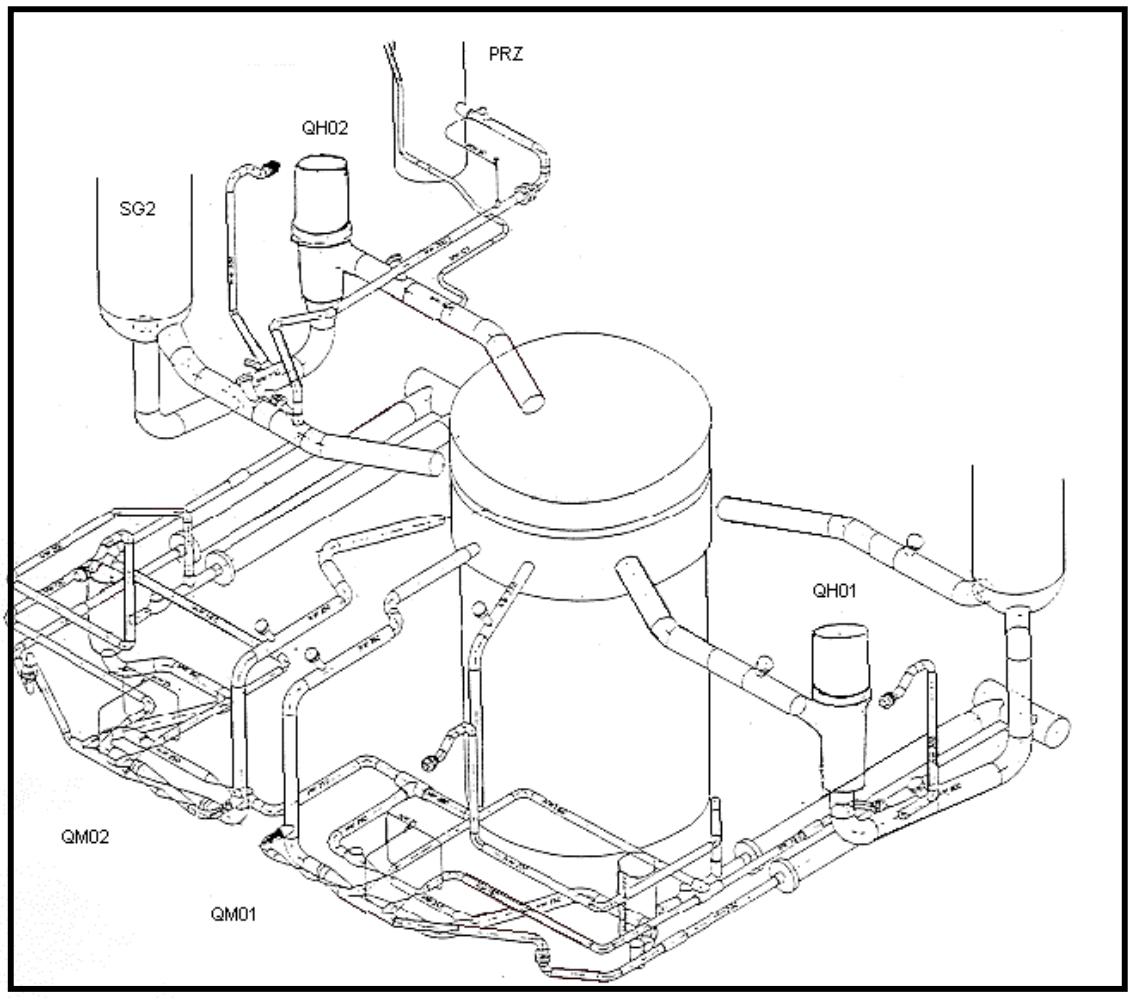


Figura. 4.7. Circuito primario de la CNA I

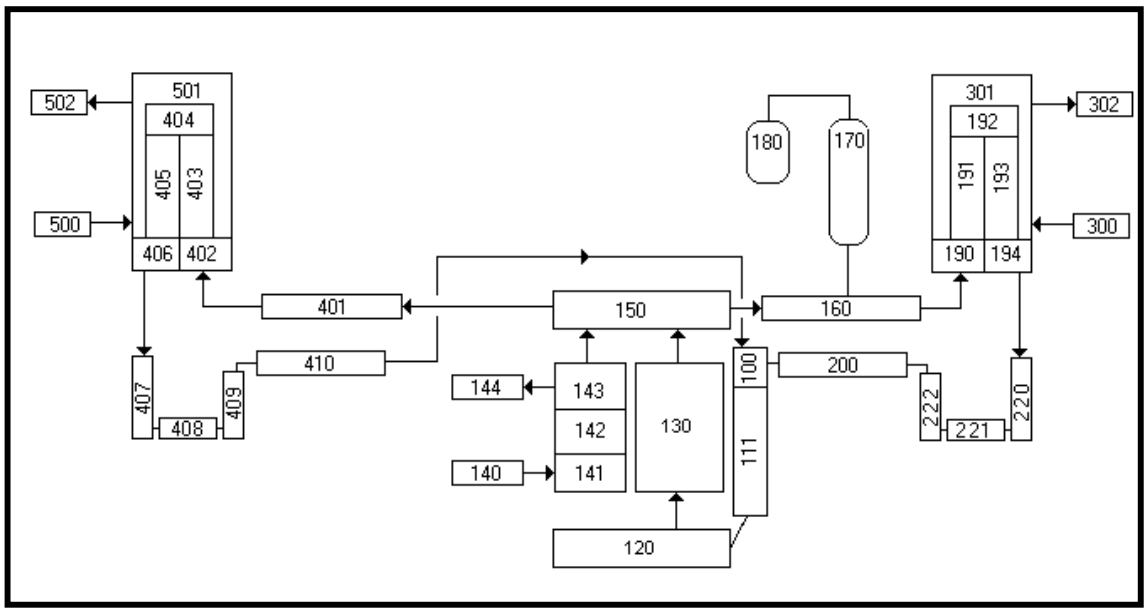


Figura. 4.8. Nodalización general del circuito primario de la CNA I, realizada con el paquete CVH.

5. PAQUETE CORE (COR)

El paquete *Core* del Melcor es el encargado de calcular la respuesta del núcleo y de las estructuras internas del plenum inferior, incluyendo la porción del cabezal inferior que se encuentra directamente debajo del núcleo. El paquete también modela la relocalización del núcleo y los materiales estructurales del plenum inferior durante la fusión, el derrumbe y la formación del debris, incluyendo el fallo de la vasija y la eyección del debris dentro de la cavidad del reactor. Las pastillas de combustible, las vainas de combustibles (*cladding*), los espaciadores de los elementos combustibles, otras estructuras (barras de control, o tubos guía), y las partículas de debris son modeladas individualmente dentro de cada celda, la cual se considera la unidad básica dentro del paquete COR. Calcula además la transferencia de energía desde y hacia los volúmenes de control hidrodinámicos y las estructuras de calor.

El modelo de degradación del núcleo trata la licuefacción de eutécticos, las reacciones de disolución, así como el *candling* de los materiales del núcleo fundido, la formación y relocalización de las partículas de debris. En este caso el código va actualizando en la medida que se van sucediendo estos fenómenos a las variables geométricas (por ejemplo las áreas laterales y los volúmenes de las celdas).

De forma general, se puede señalar que el paquete Melgen que es donde se introducen todos los datos necesarios para realizar la modelación de toda la fenomenología a estudiar, se divide en seis pequeños paquetes de registros: en el primero se introducen todos los datos generales referentes al núcleo y al plenum inferior, por ejemplo parámetros de la nodalización, parámetros geométricos, tipo de reactor, coeficientes para modelar la transferencia de calor, composición del núcleo, modelos de falla del cabezal inferior, etc., en el segundo se introducen datos específicos sobre los niveles axiales (los niveles axiales, perfil de potencia axial, la temperatura de falla del componente conocido como “otras estructuras”, hay una interfaz con las estructuras de calor del paquete *Heat Structures* y criterios de falla de los niveles), el tercero tiene que ver con los datos de los anillos radiales (datos como áreas de los anillos radiales, perfiles de potencia, estructuras de calor, etc.), el cuarto tiene que ver con los datos específicos de las celdas (masas de los componentes, temperaturas iniciales de las celdas, diámetros equivalentes,

áreas laterales, modelos de oxidación, etc.), el quinto tiene que ver con la característica del cabezal inferior de la vasija (datos acerca de las estructuras que lo componen, sobre las penetraciones para los reactores que tienen órganos de regulación en esa zona, etc.) y una sexta parte que tiene que ver con la interfaz con los volúmenes hidrodinámicos que se encuentran en esa zona.

5.1. Esquema de nodalización con el paquete COR

El paquete COR trabaja con dos regiones específicas de la vasija del reactor en este caso el núcleo y el plenum inferior, para ello divide estas zonas en anillos radiales (pueden ser hasta 9) y niveles axiales (que pueden ser hasta 99) y estos son declarados en el registro COR00000, en la cual también se declara el número de niveles axiales que corresponden específicamente al plenum inferior. Un anillo radial determinado y un nivel axial forman una celda, la cual se define con un número de tres dígitos, el primero representa al número de anillo radial y los otros dos al número de nivel axial. Los anillos radiales se enumeran desde el centro de la vasija hacia afuera y los niveles axiales desde el fondo de la vasija hacia arriba. Es importante señalar que el esquema de nodalización que se obtiene se aplica a las estructuras tratadas dentro del paquete COR y que es independiente de la nodalización especificada en el paquete CVH.

Cada celda puede contener uno o más componentes intactos, en el caso de los reactores PWR, son: el combustible intacto, la vaina combustible, otras estructuras (barras de control, etc), y las partículas de debris. El grupo de parámetros tratados, es usado para cada componente dentro de la celda, por lo tanto, cada componente es representado por una temperatura. La transferencia de calor es modelada separadamente para cada componente. El conglomerado de debris (los materiales del núcleo que fueron fundidos y resolidificados) es modelado como una parte integral del componente sobre el cual fue enfriado, puede ser cualquiera de los mencionados anteriormente, excepto el combustible intacto.

Para un reactor PWR el código permite modelar siete materiales UO_2, zircaloy, acero, el ZrO_2, el acero oxidado, las barras de control, (Ag-In-Cd), y el inconel. Cada componente de los mencionados anteriormente puede estar compuesto por uno o varios de estos materiales. En el caso del zircaloy el código lo considera como un material simple, o sea, no hay que especificar el tipo de zircaloy , para el acero y el óxido de acero sucede lo mismo, pero el usuario tiene la posibilidad de introducir, a través del paquete de *Material Properties* las fracciones de hierro, níquel y cromo que forman dicho acero, esto permite que una vez ocurrida la eyección del debris a la cavidad del reactor el paquete *Cavity* , pueda tratar correctamente las especies que reaccionan con el hormigón y las que se generan a partir de ese momento.

Algunas variables geométricas son definidas por el usuario describiendo más ampliamente las celdas y los componentes. Las dimensiones representativas de los componentes intactos son especificadas en el registro COR00001, las elevaciones y longitudes de cada celda son introducidas en el registro CORZjj01. Los diámetros equivalentes para cada componente en cada celda, los cuales son usados en varias correlaciones de transferencia de calor, son especificados en CORijj04. Las áreas límites de las celdas para la estimación de las radiaciones ínter – celdas (tanto axiales como radiales) son definidas por el usuario en los registros CORijj05 y CORRii01. Los volúmenes iniciales de los componentes y los de los volúmenes hidrodinámicos son calculados basados en los datos introducidos por los usuarios como son las masas de los componentes y las áreas de flujos de las celdas en las registros CORijj02 y CORijj05, y posteriormente son usados durante los cálculos del derrumbe del núcleo y el bloqueo de los flujos. Para cada componente intacto en cada celda, el área lateral es introducida por el usuario en el registro CORijj06 para los cálculos de la oxidación y convección.

El registro COR00004, permite establecer la interfaz entre el paquete COR y algunos paquetes como son el *Cavity*, RN o el *Fuel Dispersal Interactions* (FDI), a través del paquete *Transfer Process* (TP), en este caso el usuario especifica el número de la matriz de transferencia, así como el número de la función de control que simula la potencia de fisión, esto se realiza de la siguiente manera:

La variable NTPCOR representa el número de proceso de transferencia ‘In’ (‘nnn’ en el registro TPINnnn00) que especifica la entrada para la trasferencia de masa y energía, desde el paquete

COR a paquetes como *Cavity* o FDI. Por conveniencia un valor de 0, indica que no hay TP, puede ser utilizado para los cálculos donde no falla el cabezal inferior y no hay eyección de debris. El número de masas y de variables termodinámicas en el registro TPINnnn00 será NMSIN=6 y NTHRM=9. El orden de las masas eyectadas, para la generación de la matriz de transferencia , que se declara en el registro TPMnnnkkkk, son:

1- UO_2

2- Zr

3- acero

4- ZrO_2

5- óxido de acero.

6- veneno de control.

En este caso el inconel se introduce automáticamente en el acero.

La variable ICFFIS representa al número de función de control de potencia de fisión. Si es 0 o está omitida, la potencia de fisión no es calculada. Si es positiva, la función de control es usada para calcular el nivel de agua líquida, que se usa en la correlación potencia de fisión / nivel de agua. Si es negativo, la función de control es usada para calcular toda la potencia de fisión del núcleo. Si el módulo de /ICFFIS/ es menor que 100, la potencia de fisión es distribuida sobre todas las celdas (sin considerar el plenum inferior). Si el módulo es igual o mayor que 100, la potencia de fisión es distribuida sólo por encima de las celdas que contienen combustible intacto, cubiertas por líquido. El calor de decaimiento es adicionado a la potencia de fisión para obtener la potencia total del núcleo, o sea, el valor de entrada del usuario no debe incluir la contribución del decaimiento de los productos de fisión.

En el registro CORZjj02 que se encuentra en el paquete que tienen que ver con los datos de los niveles axiales, da la posibilidad al usuario de seleccionar el modelo de falla del núcleo a utilizar teniendo en cuenta las estructuras que soportan al núcleo, y se define de la siguiente manera:

El usuario especifica el número de la estructura de calor que se encuentra en el límite radial exterior para un nivel axial determinado y si los componentes en este nivel son inicialmente soportados por los componentes en la celda inferior o por los soportes laterales. Para esto cuenta con dos campos, el primero especifica a la estructura de calor que provee el límite térmico radial para un nivel axial determinado del núcleo, y es requerido para cada nivel. La fusión de esta estructura es modelada correctamente con el paquete HS, cuando esto ocurre el acero fundido desde la estructura, se adiciona al anillo radial más exterior del nivel axial que contiene a la estructura. Un aspecto a tener en cuenta con este campo es que solo permite una estructura de calor por cada nivel axial.

El segundo campo permite definir el soporte de los componentes del núcleo, en ese nivel, es opcional. A pesar de que este campo es definido inicialmente para todas las celdas en los niveles axiales, puede cambiar individualmente en las celdas, de acuerdo a la temperatura de falla de la celda la cual se declara en la registro CORZjj04. Este campo se define a través de la variable ISUP y da las siguientes posibilidades:

- Esta compuesta por dos dígitos, si el primer dígito no es cero, entonces el componente “otra estructura” (por ejemplo la placa del núcleo) soportará al debris particulado, no permitiendo que penetre a los niveles axiales inferiores, hasta que el componente alcance la temperatura de falla de la estructura (registro CORZjj04). Si el primer dígito es cero (o está omitido) entonces el debris particulado no será soportado por el componente “otra estructura” en ese nivel.

- Si el segundo dígito, no es cero, los componentes intactos de una celda dada, permanecerán en la celda hasta que se fundan o se forme un debris particulado. Si el segundo dígito es cero un componente intacto en la celda jj-1 tiene que estar presente para soportar los

componentes de la celda jj, sino estos componentes serán convertidos en debris particulado.

Posteriormente a ese registro le sigue el CORZjj03, en el cual se declara el perfil de densidad de potencia axial, en este caso se declara el valor relativo de la potencia de fisión generada por unidad de masa de combustible en el nivel axial jj, así como el valor relativo de la potencia de decaimiento por unidad de masa si el paquete de *Radionuclide* (RN) esta inactivo.

Debido a que este programa no realiza ningún cálculo físico neutrónico, necesita que se le suministre de otro programa, ya sea por ejemplo ORIGEN u otro cualquiera, los valores de las fracciones de potencia (axiales y radiales), o a través de una curva de potencia de decaimiento en función del tiempo, las cuales permitirán la introducción de funciones de control para simular la potencia de decaimiento del núcleo.

5.2. Datos acerca de los anillos radiales

Posteriormente se introducen los datos referentes a los anillos radiales en este caso a través de la registro CORRii01, el cual permite la introducción del área del anillo radial, incluyendo todos los componentes del núcleo, las áreas de flujo de los canales y el área de "bypass" en los reactores que la presentan. Este valor es usado en el modelo de radiación para calcular el intercambio de energía radiante entre celdas axiales. Continua con la registro CORRii02, en la que se declara la estructura de calor que se encuentra en el límite superior de los anillos radiales. La fusión de esta estructura, es modelada con el paquete HS, cuando esto ocurre el acero fundido de la estructura será adicionado al anillo radial más exterior, del nivel axial superior del núcleo. Después se declara el perfil de densidad radial de potencia, el cual tiene las mismas exigencias que el axial, anteriormente explicado.

5.3. Datos de las celdas

A continuación se introducen los datos de las celdas, entre ellos en el registro CORijj02, se introducen las masas de los componentes, o sea, la del UO_2, la del zircaloy que conforma a la vaina, la masa de componente "otra estructura" (en este caso el acero) , la masa del componente "otra estructura" (en este caso la barra absorbente), la masa de inconel que conforman los espaciadores de los elementos combustibles y por último la masa de zircaloy de el componente "otra estructura" (en este caso los tubos guías de las barras de control) todas para una sola celda, posteriormente a través de la registro CORijj03, se introduce la temperatura inicial de la celda para cada componente, en el registro CORijj05, se introducen los límite de la celda y sus áreas de flujo, en la CORijj06 se especifican las áreas laterales de las celdas, las cuales inicialmente son introducidas para los componentes intactos y posteriormente es ajustada automáticamente cuando alguna masa de debris se presenta en la celda, en este caso se introduce el área lateral del combustible, la de la vaina y la de "otra estructura" para el caso de los PWR.

Otro de los datos a introducir en la composición de la celda es la masa de las barras reguladoras por celda, y en el caso específico de Atucha I estas barras al estar inclinadas estarán presentes en algunas celdas.

Después se introducen datos sobre el grupo de registros que tienen que ver con el cabezal inferior (*lower head*), y se comienza con el CORLHDii y es requerido; en este caso se especifica que cada información que se introduce tendrá relación con el intervalo del cabezal inferior que se encuentra en la región de cada anillo radial, por lo que se comienza señalando el número de anillo radial, se declara además la temperatura inicial de los nodos del cabezal inferior, en cada anillo radial, así como el radio exterior del anillo radial, el cual es usado para calcular el área lateral y el ángulo de inclinación del cabezal inferior, y por último el número del volumen de control de la cavidad del reactor que es en el cual caería el *corium* en caso de fallo de la vasija. Posteriormente le sigue un registro que es opcional el cual brinda información acerca de la nodalización del cabezal inferior, y el último registro se usa solo para el caso de los reactores que tienen penetraciones es su parte inferior.

El sexto paquete de registros es el que sirve de interfaz entre el paquete COR y el CVH, en este caso se introduce el registro CORTINxx, que hace referencia a la especificación de la temperatura de entrada al núcleo, en este caso esta variable se introduce solo si la variable IDTDZ=1, en el registro COR00006, que tiene que ver con la conmutación de diferentes modelos que posee el código, a pesar de que se explicará se quiere señalar que en la Guía del Usuario, se da una explicación en letras en negritas que dice, que a pesar de que algunos de los problemas presentados por estos modelos en la versión anterior han sido resueltos no se recomienda que se utilicen en estos momentos.

De todos modos se quiere señalar, que en este registro CORTINxx se puede declarar una función de control para introducir la potencia de decaimiento del reactor, esto se puede hacer de la siguiente manera: primero se declara el volumen hidrodinámico al que pertenece el núcleo y a continuación se declara en ese mismo registro la función de control que va a simular la potencia de decaimiento (en este caso, por ejemplo se llamará CF100). Entonces se introduce el registro CF10000, donde se declara el nombre de la función de control “Potencia”, así como el tipo de función a utilizar (como estos datos pueden ser suministrados desde un gráfico de potencia de decaimiento de una central en función del tiempo) se declara que se va a utilizar una función tabular (TAB-FUN), con el número de argumento (1 el cual debe estar en concordancia con los valores de la tabla, que se ofrece en la sección. 2, del paquete *Control Function* [2]), con un factor de escala (1.0) y una constante aditiva (0.0), después en el registro CF10001 se introduce el valor inicial de la función de control, en este caso el valor de potencia. A continuación se introduce el registro CF10003 en el que se declara el número de la función tabular con la cual se introducirán los valores de potencia en función del tiempo y por último en el registro CF100kk se introducen los argumentos de la función de control, los cuales responden a la relación:

ARSCAL* Data base Element + ARADCN

En este caso ARSCAL será el factor de escala multiplicativo 1.0, y ARADCN la constante aditiva 0.0.

Y se comienza a introducir los datos de la función tabular declarada (por ejemplo 110), por lo que se comienza con el registro TF11000, donde se especifica el nombre de la función tabular, la cantidad de pares que la componen y los valores de los miembros que forman la función tabular que tienen la siguiente forma:

TFVALU= TFSCAL* f(x) + TFADCN

Donde TFSCAL es el factor de escala multiplicativo y TFADCN es la constante aditiva. Y a continuación con el registro TF110kk se introducen los pares de valores, en este caso tiempo contra potencia de decaimiento, o sea, una vez que se produjo el *scram* del reactor.

Otra manera de introducir potencia es a través del paquete *Decay Heat*, es importante señalar que a pesar de que el código permite usar funciones de control para modelar la potencia del núcleo, si se pretende trabajar con el paquete de *Radionuclide* (RN) es obligatorio utilizar el paquete *Decay Heat* en el cual se declaran los grupos de radionucleidos a analizar. A continuación se explicará como se introduce potencia con ayuda de este paquete, que se puede considerar que es el más simple y amigable, teniendo en cuenta que no depende de otros modelos, así como de la introducción de datos y funciones complejas:

En primer lugar se define, a través del registro DCHREACTOR, el tipo de reactor que en el caso de Atucha I, será PWR, el paquete usa como valor por omisión a un reactor PWR, con un inventario de masa y una potencia térmica equivalente a 3412 MW. Después con el registro DCHSHUT, se declara el tiempo en que se producirá el disparo del reactor, que puede ser a través de una función de control, o declarando el valor 0.0 que indica que la parada comienza en el instante 0 segundo. Continúa con el registro DCHDECPOW, donde se declara la forma con la cual se calculará todo el calor de decaimiento del núcleo. El paquete propone cuatro alternativas:

1- “ORIGEN”, le indica al código que va a utilizar un modelo previamente establecido en el cual se tomo como base una corrida hecha en Sandia “Sandia – ORIGEN run” para un reactor de potencia térmica de 3412 MW.

2- “ANS”, usando la ANS standard.

3- “CF-nnn”, usando una función de control para el calor de decaimiento.

4- “TF-nnn”, usando una función tabular, como una tabla del calor de decaimiento de todo el núcleo, como función del tiempo desde el momento del disparo, en segundos.

En este caso se propone utilizar la ANS standard.

Teniendo en cuenta que Atucha I tiene una potencia térmica de 1179 MW, y la potencia por omisión es de 3412 MW, entonces hay que ajustarla al valor de Atucha I, esto se realiza con ayuda del coeficiente de sensibilidad 3200, el cual multiplica su valor en la fórmula parar calcular la potencia total del núcleo, en el caso de Atucha I será 0,346.

Posteriormente con el registro DCHFPOW, se introduce el valor de la potencia de fisión de los radionucleidos U-235, Pu-239 y U-238, y otro dato que se introduce opcionalmente es el tiempo de operación y se hace a través del registro DCHOPRTIME y si se pretende analizar posteriormente el comportamiento de los radionucleidos entonces se debe usar el registro DCHDEFCLSm, en el cual el usuario selecciona entre las 15 clases de radionucleidos, o si se desea, se pueden seleccionar todas las clases de radionucleidos escribiendo el carácter ‘ALL’.

5.4. Modelos

5.4.1. Oxidación

La oxidación de zircaloy por el vapor (H_2O) y el oxígeno, y el acero por H_2O es modelado en el paquete COR. La oxidación de metales es calculada usando cinéticas parabólicas estándar con expresiones de razón constante apropiadas para el zircaloy y el acero, limitado por consideraciones de difusión gaseosa si es necesario.

La oxidación del zircaloy es calculada para la vaina (*cladding*), ambos componentes del “*canister”* en los BWR, los tubos guías de las barras de control, la oxidación del acero es calculada para los componentes de las “otras estructuras”. Tanto la oxidación del acero como la del zircaloy son calculadas para el “particulado de debris”. La oxidación del conglomerado de debris (o sea, el material que se ha fundido y resolidificado sobre otros componentes) también es modelada pero puede ser selectivamente desactivada (en el registro CORTST01) independientemente del componente intacto.

El registro CORTST01 que se llama conmutador On /Off de propiedades físicas, tiene una variable IOXD que es un conmutador para todos los modelos de oxidación, incluyendo la reacción del B_4C. Hay dos opciones de oxidación: la opción por omisión (default) para un tratamiento jerárquico en el cual la oxidación por vapor no comienza hasta que todo el oxígeno no haya sido consumido y otro que trata la oxidación por el oxígeno y el vapor simultáneamente. Además, la oxidación del conglomerado de debris puede ser desactivada sin desactivar la oxidación de los componentes intactos. Y IOXD puede tomar los siguientes valores:

0 opción por omisión, para ambos: componentes intactos y conglomerado de debris.

1 no hay oxidación ni para los componentes intactos ni para el conglomerado de debris.

2 opción jerárquica para los componentes intactos con la no oxidación de los conglomerados de debris.

3 la opción simultánea de la oxidación de los componentes intactos y el conglomerado de debris.

4 la opción simultánea para los componentes intactos con la no oxidación de conglomerado de debris.

El modelo de oxidación usa áreas de superficies que dan cuenta de los efectos del debris conglomerado solidificado sobre los componentes, el cálculo de estas áreas de superficie se describe en la Sección 3.1.5. [3]. Una función de control puede ser introducida en el registro CORijj07 para detener la oxidación según un criterio de celda por celda para simular, por ejemplo el efecto de bloqueo de flujo. Además temperaturas de corte de oxidación mínimas y máximas han sido implementadas como '*sensitivity coefficient array* C1004', con valores por omisión de 1100 K y 9900 K, respectivamente.

El efecto de la inanición de vapor (u oxígeno) y el bloqueo del flujo es simulado al considerar explícitamente la dirección del flujo dentro del volumen de control hidrodinámico representando los fluidos del núcleo y por la evaluación del área no bloqueada a lo largo de la porción del anillo radial ubicado dentro de estos volúmenes hidrodinámicos. La distribución de vapor y oxígeno en los anillos está basada en la fracción total del área de flujo no bloqueada del CVH representada por cada anillo. Además los oxidantes en cada anillo son divididos entre las superficies de cada celda para eliminar cualquier dependencia de resultados de oxidación en el orden de procesamiento de las superficies (Sección 2.4.3. [3]). La presión parcial de vapor y oxígeno, y la cantidad disponible en la interfaz del volumen de control con una celda del COR son apropiadamente disminuidas para el caso del vapor, la presión parcial de hidrógeno y su masa son aumentados. Estas concentraciones locales de gas también son usadas en el modelo de convección para obtener propiedades locales para la correlación de transferencia de calor.

5.4.2. Modelo de relocalización de masa, "*Candling*"

El término "*candling*" es empleado en el paquete COR para referirse al flujo descendiente de materiales fundidos del núcleo y la solidificación subsecuente de estos materiales al transferir el calor latente a la estructura inferior más fría. El modelo de *candling* del paquete COR es semimecánico, basado en principios termohidráulicos fundamentales pero incorporando nuevos coeficientes de calor específicos de solidificación definidos para cada material en el registro COR00005. El modelo es adaptable al flujo continuo en película o gotas (con un área de contacto menor que la película) al aplicar ajustes adecuados de estos coeficientes de solidificación.

El modelo no resuelve la ecuación de momento para la velocidad de flujo. En su lugar se asume una generación y flujo constante de material fundido, con todo el material generado dentro del paso de tiempo llegando a su destino final dentro de ese mismo paso de tiempo. Para una tasa de generación constante de fundido, la cantidad de material ingresando al modelo de *candling* es proporcional al paso de tiempo, y así para pasos de tiempo cortos la cantidad de material que se solidifica en una ubicación en particular es también proporcional al paso de tiempo. En otras palabras, si para un cierto paso de tiempo una cierta cantidad de material fundido es calculado con una cantidad variable de solidificación en distintas posiciones axiales, la asunción es que para un paso de tiempo del doble de grande, será generado el doble de material fundido y aproximadamente el doble será solidificado en cada lugar. Así, el comportamiento acumulativo del modelo debería ser relativamente independiente del historial de paso de tiempo. Para situaciones que involucren la liberación de gran cantidad de material fundido acumulado sobre varios pasos de tiempo, otras asunciones alternativas son usadas con relación al flujo de material y su tiempo de contacto con la superficie de la estructura para evitar la dependencia con el paso de tiempo, como se describe en la Sección 3.1.2. del Paquete COR[3].

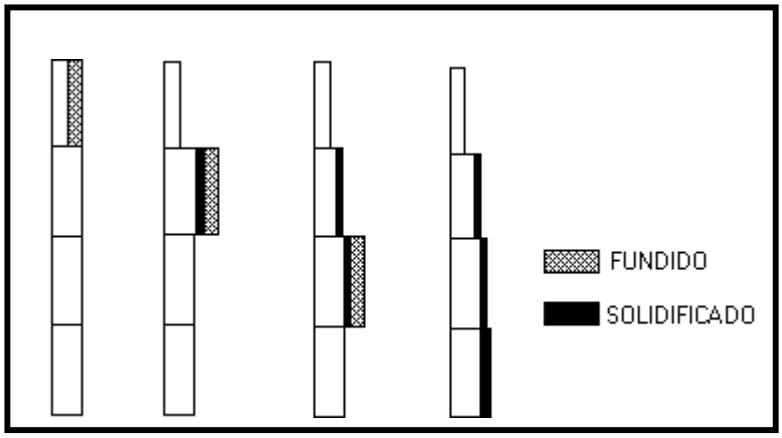


Figura. 5.1. Etapas en el proceso de Candling.

El volumen ocupado por el material fundido y solidificado durante el *candling* es rastreado y cualquier cambio relacionado a los volúmenes del componente, es comunicado al paquete CVH como cambio en el "volumen virtual". El término "volumen virtual" se refiere al espacio ocupado por el material relocalizado, o sea, no tiene relación con el material que componen los volúmenes de control hidrodinámicos. Los cambios en el volumen virtual afecta los niveles de líquido, cálculos de presión, etc.

5.4.3. El modelo de bloqueo de flujo (o tapones de flujos) durante el proceso de *Candling*.

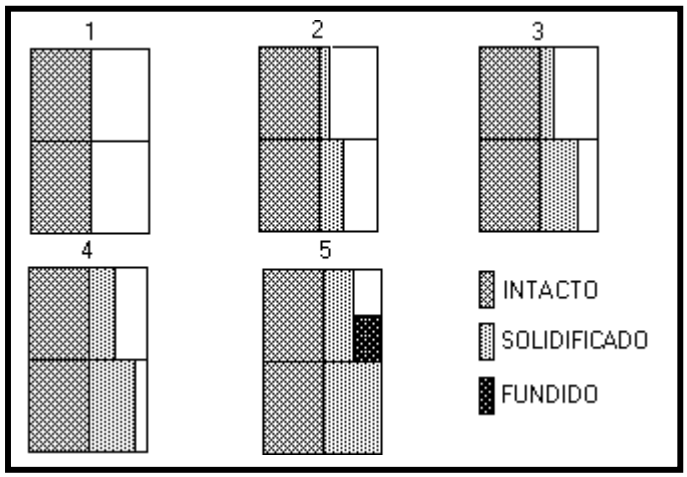


Figura.5.2. Formación del tapón de flujo durante el proceso de Candling.
La etapa 5 representa el tapón ya formado.

Los tapones de flujo pueden formarse, cuando el material solidificado llena por completo todo el volumen disponible en una celda COR. Cuando el material de *candling* llega a un tapón de flujo (o al cabezal inferior), el material fundido es simplemente equilibrado con el componente primario o el componente de solidificación alternativo en la celda por encima del tapón, posiblemente formando una pileta de material fundido, si el componente no puede absorber todo el calor latente.

La relocalización de los materiales del núcleo puede provocar una reducción del área y un aumento de la resistencia al flujo, o incluso el bloqueo total del flujo, dentro de algunos lugares del

núcleo. Los efectos sobre los flujos hidrodinámicos pueden ser modelados usando el modelo de bloqueo de flujo en el núcleo, en el paquete hidrodinámico, el cual se realiza introduciéndole datos al registro FLnnnBk, para los caminos de flujos asociados. Además de modelar el cambio en el área de flujo, este modelo calcula el cambio en la resistencia de flujo. La resistencia está basada en un modelo para fluir, a través de un medio poroso cuando el debris particulado está presente; de otra manera, la resistencia a fluir para una geometría intacta es simplemente para tomar en cuenta cualquier cambio de área. Este modelo, descripto en la sección 6.7 del Manual de Referencia CVH/FL, [3], usa una porosidad basada en la relación de volumen hidrodinámico disponible con el volumen total; una porosidad mínima es impuesta por el coeficiente de sensibilidad C1503, con un valor por omisión de 10^{-3}.

Una vez explicado cómo se realiza la nodalización del núcleo, así como algunos modelos a tener en cuenta cuando se trabaja con Melcor, se explicará cómo se propone realizar la misma para la vasija de Atucha I.

En este caso se dividió la zona activa y el plenum inferior en nueve niveles axiales y tres anillos radiales, en el plenum inferior se consideró como un solo nivel axial la parte compuesta por los cuerpos de rellenos, ya que está formada por un mismo material (acero al carbono con platinado austenítico) y que cubren uniformemente esa región, otro nivel en la misma región es el que representa a la placa metálica donde descansan los 253 canales, esta placa se encuentra entre los cuerpos de relleno y la parte inferior del tanque del moderador, justo debido a esta placa el flujo de refrigerante procedente del canal de descenso se divide en dos en esta zona, por lo que una parte entra a los canales de enfriamiento por encima de la placa y otra parte lo hace por debajo de la misma. Los otros siete niveles axiales representan a la altura del tanque del moderador, lugar donde se encuentran los canales con los elementos combustibles, en este caso el nivel axial tres y el nueve dentro de sus celdas van a contener sólo estructuras de zircaloy, y los restantes que representarían la parte de la zona activa, las cuales sus celdas están formadas por UO_2 y la vaina de zircaloy.

Posteriormente se introducen un grupo de parámetros geométricos, como son la medida del radio exterior de una pastilla combustible dentro de la barra combustible, el radio exterior de la vaina combustible (*cladding*), el espesor del espacio de gas entre la pastilla y la vaina, la distancia de centro a centro entre dos barras combustible, el espesor de lo que se considere como “otras estructuras” que para Atucha I, pueden ser los cuerpos de rellenos, la placa debajo del tanque del moderador y los tubos guías de las barras de control, y como última variable en ese registro el espesor del cabezal inferior (*lower head*), posteriormente en otro registro se declara el tipo de reactor y la composición del material de las barras de control, en este caso solo permite dos opciones, el B_4C, para los BWR y el “Ag-In-Cd” para los PWR.

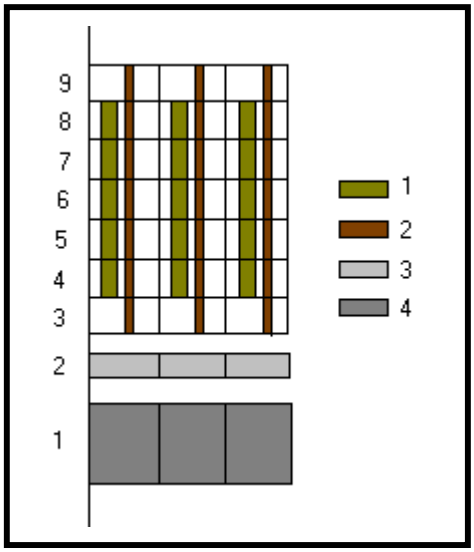


Figura. 5.3. Nodalización del núcleo, 1- combustible (UO_2,), 2- vaina de zircaloy, 3- acero, 4- cuerpos de rellenos (acero al carbono con platinado austenítico).

Después en el registro COR00005 se declara el coeficiente de transferencia de calor para el proceso de *Candling*, en este caso se especifica para cada material que compone al núcleo fundido, la Guía de Usuario, paquete COR, [2], recomienda los valores por omisión ya que debido al amplio grado de incertidumbre fenomenológica es muy difícil justificar un valor específico para estos coeficientes. En el registro COR00008 se especifica el espesor mínimo crítico para algunos componentes, en este caso sería el menor espesor que mantendrían a la vaina y a las "otras estructuras" intactas (en algunos juegos de datos revisados se puede observar que se toma el valor por omisión 0,0001 o valores más pequeños aún, o sea, que los componentes permanecerían más tiempo intactos). El registro COR00009, es al cual se le introducen los parámetros necesarios para el modelo de fallo del cabezal inferior; en este caso se introduce el valor del coeficiente de transferencia de calor desde el debris hacia las estructuras de penetración, que en el caso de Atucha I no existe, la segunda variable es el coeficiente de trasferencia de calor desde el debris hacia el cabezal inferior, le sigue la temperatura de falla de las penetraciones o del cabezal inferior, o sea, la temperatura que de alcanzarse fallaría la vasija del reactor y por último el coeficiente de descarga de debris, a través de una penetración fallada, el cual tampoco es necesario usar, continúa el registro COR00010, en el cual se declara la composición del acero, se puede declarar el valor por omisión o, a través del paquete de Propiedades de los Materiales el usuario puede declarar la composición del acero que tienen las estructuras de su núcleo, en el registro MPMATxxx99.

Posteriormente se introducen los datos de los niveles axiales seleccionados, que para Atucha I, fueron 9, en este caso la elevación desde el límite inferior de la vasija hasta la parte superior del tanque del moderador, se declara también la longitud de cada celda así como la porosidad de la barra combustible y la porosidad del debris particulado, en ambos casos, para todas las celdas en el nivel axial jj.

Como se explicó anteriormente el registro CORZjj02 presenta dos campos, el primero especifica el número de estructura de calor que representa el límite exterior para un nivel axial determinado, en este caso para el primer nivel axial, o sea, CORZ0102 la estructura de calor que representa el límite exterior, es la parte inferior semiesférica de la vasija del reactor, para la segunda celda es una porción de la parte cilíndrica de abajo hacia arriba de la vasija del reactor, a continuación le siguen los siete niveles axiales que se encuentran dentro del tanque del moderador, en este caso le corresponde a cada nivel una sección del canal más exterior y que desde el punto de vista hidrodinámico separa el volumen que representa la zona activa de las tres que corresponden al tanque del moderador. El segundo campo, el cual se explicó anteriormente de forma general, permite definir como los niveles axiales soportaran al debris durante la degradación del núcleo. En este caso se propone declarar el primer dígito como 1 lo cual indica que el componente "otra estructura", que sería los cuerpos de rellenos, soportarían al debris, no permitiendo que penetre al nivel axial inferior (en este caso como es el primero, sería al lower head) hasta tanto el componente no alcance la temperatura de falla de la estructura, la cual se declara en el registro CORZjj04. Y el otro dígito que se declara en ese campo para este nivel axial es también 1 lo cual indica que el componente intacto de esa celda, permanecerá en esa celda hasta que se funda o se forme el debris. Para el segundo nivel axial también el par de dígitos es 1 – 1, ya que se trata de la placa soporte de los canales, para los restantes niveles axiales el par de dígito es 0 – 0, lo que significa (en el primer caso) que el debris no será soportado por el componente "otra estructura" y en el segundo quiere decir que la celda jj-1 tiene que estar presente para soportar los componentes de la celda jj, de lo contrario los componentes serán convertidos en debris. A continuación le sigue el registro que permite la declaración de la temperatura de falla de las "otras estructuras" que en este caso sería para los dos primeros niveles axiales y el valor que se toma es el de omisión (1273,15 K)

5.4.4. Entrada de datos sobre anillos radiales para el núcleo de la CNA I

Se comienza a introducir datos sobre los anillos radiales y se comienza con el registro CORRii01 en el cual se introduce la variable ASCELA que se conoce en inglés como "the total axial cross-sectional area" de un anillo radial ii, que es el área determinada por la relación π (R_o – R_i), donde R_o y R_i son el radio exterior y el interior respectivamente de un anillo radial determinado y se expresa en m^2, en este caso incluye el área de todos los componentes del núcleo, el área de flujo, y en otros reactores el área de flujo del bypass. Este valor es utilizado en el

modelo de radiación para calcular el intercambio de energía radiante entre celdas axiales, para el caso de Atucha I una vez dividido los tres anillos radiales es de:

1- CORR0101 2.22
2- CORR0201 6.65
3- CORR0301 11.084

A continuación se declara el registro CORRii02 que tiene que ver con la estructura de calor que se encuentre en el límite superior de la nodalización realizada, la cual para el caso de Atucha I pudiera ser la tapa del tanque del moderador. Le continúa el registro que tiene que ver con el perfil de densidad de potencia radial el cual como se explicó anteriormente tiene que ser suministrado por otro código que tenga que ver con los cálculos físico – neutrónicos.

5.4.5. Entrada de datos de las celdas formadas para el núcleo de la CNA I.

Posteriormente se introducirán los datos que tienen que ver específicamente con las celdas formadas producto a la división de los niveles axiales y los anillos radiales, y se comienza con el registro CORijj01, donde i – representa el número de anillo radial y jj – el número de nivel axial, este registro se utiliza con el propósito de fijar los datos de una celda que sea igual a otras en cuanto a la masa de sus componentes para que sirva de referencia, y no tener que repetir todos los datos para cada celda. Y lo otro, que se declara es el número del volumen hidrodinámico adyacente a cada celda determinada.

En este caso, y una vez observada la Figura 5.3, para Atucha I se propone lo siguiente:

COR10101, COR20101, COR30101 representan a las celdas 1, 2 y 3 del primer nivel axial, en este caso corresponden a los cuerpos de rellenos, se le da el valor de –1, lo que significa que no necesitan celdas de referencia, o lo que es lo mismo no tienen celdas de referencia, pues a pesar de estar compuestas por un mismo material, sus masas son diferentes, por lo tanto se tendrán que introducir todos los datos que se necesiten para cada una de estas celdas. Y además se declara que el volumen hidrodinámico adyacente es el 120 que es el que le corresponde al plenum inferior.

COR10201, COR20201, COR30201, representan a las celdas 1, 2 y 3 del segundo nivel axial, en este caso se ha considerado que los tres son iguales, por lo que al primero se le declara el valor de –1, no tiene celda de referencia, es por esa razón que hay que introducir los valores correspondientes, pero para las otras dos celdas, sólo hay que declarar el valor 102 para cada una, lo que significa que son iguales que la celda 102. Y el volumen hidrodinámico adyacente es el 120.

COR10301, COR20301, COR30301 representan a las celdas 1, 2 y 3 del tercer nivel axial, en este caso se ha considerado que los tres son iguales, por lo que al primero se le declara el valor de –1, no tiene celda de referencia, por lo que hay que introducir los valores correspondientes, pero para las otras dos celdas, sólo hay que declarar el valor 103 para cada una, lo que significa que son iguales que la celda 103. Y el volumen hidrodinámico adyacente es el 130.

Todas las celdas desde el nivel axial 4 hasta el nivel axial 8, corresponden a la zona activa del reactor, son iguales por lo que se declara la COR10401, con valor –1, no tiene celda de referencia, se le introducen los valores de referencias, pero para las otras dos celdas, solo hay que declarar el valor 104 para cada una, y en el próximo nivel axial (el quinto) se le declara el número de cada celda radial, que sus valores son iguales a los de la celda 104 y esos números si se repiten hasta el nivel 8. (a continuación se muestra un ejemplo)

	IREFN	ICVHC
COR10401	-1	130
COR20401	104	130
COR30401	104	130
COR10501	104	130
COR20501	204	130
COR30501	304	130
COR10801	104	130
COR20801	204	130
COR30801	304	130

El último nivel axial, el nueve, las tres celdas tienen los mismos componentes por lo que el procedimiento es el mismo que el realizado para las celdas del nivel axial tres.

El próximo registro es el CORijj02, el cual se le introduce los valores de las masas de los componentes por celdas, en este caso sólo se le declaran los valores a las celdas que tienen en el anterior registro el valor de –1. Y las masas que hay que declarar por celda son las de los siguientes componentes:

1- La masa de UO_2 en el componente combustible de la celda.

2- La masa de zircaloy en el componente vaina (*cladding*) de la celda.

3- La masa del acero en el componente “otra estructura” de la celda.

4- La masa de material de regulación en el componente “otra estructura” en la celda.

5- La masa de inconel asociada con el componente vaina en la celda (los espaciadores de los elementos combustibles).

6- La masa de zircaloy asociada con el componente “otras estructuras” en la celda (los tubos guías en las barras de control).

Después se introduce la temperatura inicial de cada celda, este dato debe ser suministrado de otro código, o de algún registro de planta, el cual considere las temperaturas de los diversos componentes en el momento que se desee modelar el accidente. En este caso para los reactores PWR se necesitan los valores de los componentes:

1- el UO_2 .

2- la vaina.

3- “otras estructuras”.

Posteriormente se introducen los valores de los diámetros equivalentes, registro CORijj04, para el cálculo de la trasferencia de calor convectiva, para cada componente de la celda, en el caso de un reactor PWR, se necesita los valores de:

1- el diámetro exterior equivalente de la vaina.

2- el diámetro equivalente de “otra estructura”.

A continuación en el registro CORijj05, se introduce el área (conocida en inglés como *outer radial cell boundary*) que no es más que el producto de 2π por el radio exterior de un anillo dado por el largo del nivel axial de una celda dada, así como, hay que introducir el área de flujo de la celda. Se continúa con la declaración de las áreas laterales a través del registro CORijj06, en este caso son las áreas intactas de cada componente en la celda, en este caso para Atucha I será la del combustible, las vainas y la del acero de los cuerpos de rellenos.

A través del registro CORLHDii, se introducen un grupo de datos del cabezal inferior (*lower head*), el cual ya fue explicado anteriormente por lo que sólo se comentarán los valores de las variables declaradas.

En el primer caso el registro CORLHD01 (01 número del anillo radial), se define el número de anillo, después la temperatura inicial de los nodos del cabezal inferior en ese anillo radial, para este caso se propone la temperatura del refrigerante en el plenum inferior (537,13 K), el radio exterior del anillo radial, que se usa para el cálculo del área lateral y el ángulo de inclinación del cabezal inferior y por último el número del volumen de control de la cavidad del reactor. Por lo que los datos para los tres anillos radiales quedan:

```
CORLHD01    1    1    537.13    0.84    001
CORLHD02    2    2    537.13    1.68    001
CORLHD03    3    3    537.13    2.52    001
```

6. EL PAQUETE *HEAT STRUCTURE*

El paquete *Heat Structure*, calcula la conducción de calor en una estructura sólida intacta y la transferencia de energía, a través de sus superficies límites dentro de un volumen de control.

Una estructura de calor, es una estructura sólida, la cual está representada por la conducción de calor en una dimensión con especificación de las condiciones de fronteras desde cada una de las dos superficies límites. La capacidad de modelación de las estructuras de calor son generales y pueden incluir las estructuras internas de la vasija de presión, paredes, estructuras de contención, barras combustibles, tubos del generador de vapor, paredes de tuberías, etc.

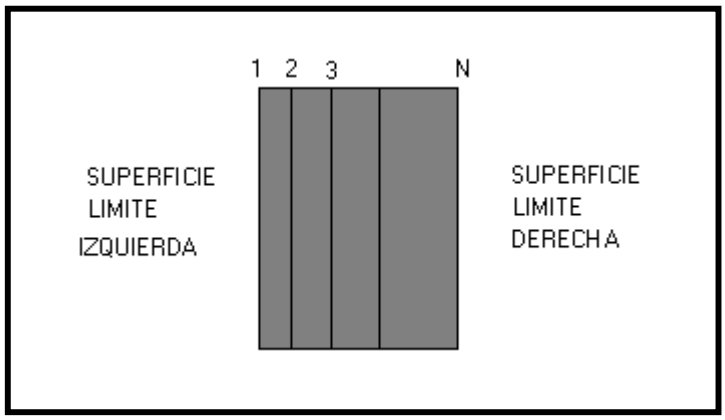


Figura. 6.1. Estructura de calor

La estructura de calor de la Figura 6.1, es nodalizada con N nodos de temperaturas, la nodalización es especificada por el usuario y puede ser no uniforme, o sea, la distancia entre nodos de temperaturas no necesariamente tiene que ser la misma. El código requiere que el nodo 1, sea el nodo de temperatura de la superficie límite izquierda o el de la superficie límite interior para geometrías cilíndricas, esféricas o semiesféricas y el nodo N, es el nodo de temperatura de la superficie límite derecha, para las geometrías rectangulares o la superficie límite exterior para otras geometrías. La región entre dos nodos de temperaturas adyacentes se llama intervalo de la malla. Cada intervalo de la malla puede contener un material diferente. El nombre del material en cada intervalo de malla será especificado por la entrada del usuario. Se quiere señalar que el paquete *Material Properties* (MP), provee las propiedades térmicas de cada material, a través de una interfaz con el paquete HS.

El paquete permite que pueda ser especificada una fuente de potencia interna para una estructura de calor. Su dependencia espacial es especificada en la entrada del usuario y puede

variar para cada intervalo de la malla. Su dependencia del tiempo estará dada por la función tabular o de control especificada por el usuario.

El paquete considera que cada estructura de calor tiene dos superficies límites, izquierda y derecha, para una geometría rectangular o interior y exterior para una geometría cilíndrica, esférica o semiesféricas. En cada una de la superficie límite será especificada una de las siguientes condiciones fronteras:

1- adiabática.

2- convectiva, con el coeficiente de transferencia de calor calculado.

3- convectiva, con el coeficiente de transferencia de calor calculado y una fuente de potencia límite especificada.

4- convectiva, con una función coeficiente de transferencia de calor especificado.

5- una función de temperatura en la superficie especificada.

6- una función de flujo de calor en la superficie especificada.

Si una condición de frontera convectiva es seleccionada para una superficie límite, un volumen de control tiene que ser especificado como volumen de frontera. Un volumen frontera (o límite) no es permitido para una condición de frontera adiabática o cuando se especifica una condición de frontera de temperatura, así como se usa un volumen límite cuando se opta por la condición de frontera de flujos de calor.

En el caso de que un volumen límite sea especificado por una superficie, entonces se requerirá de algunos datos adicionales. Para cada superficie límite con un volumen frontera se necesitarán los siguientes datos:

1- área de la superficie.

2- el largo.

3- longitud axial.

4- el tipo de flujo que pasa encima de la superficie.

5- la fracción crítica de *pool* , para la transferencia de calor en la *atmosphere* y en el *pool*.

La fracción de *pool* de una superficie límite, de una estructura de calor es la fracción de su área de superficie en el *pool* (en líquido) de su volumen frontera. El valor crítico para el *pool* es el valor mínimo de la fracción de *pool* para la cual la transferencia de calor del *pool* es calculada. El valor crítico para la *atmosphere* es el máximo valor de la fracción de *pool*, para el cual la transferencia de calor hacia la *atmosphere* y la transferencia de masa en la superficie son calculadas.

Se puede agregar que el paquete da la posibilidad de introducir estructuras de diferentes formas e inclinaciones, así como permite que una estructura de una forma compleja pueda ser llevada a otra más simple siempre y cuando conserve las propiedades generales.

6.1. El Tanque del moderador de la vasija del reactor de CNA I

Uno de los problemas fundamentales a la hora de modelar este reactor, es cómo considerar la enorme masa de agua pesada que se encuentra dentro del tanque del moderador y en qué modelo introducir este componente, así como conectarlo con los otros modelos para que represente a los procesos termohidráulicos que ocurren durante un accidente lo más realmente posible.

En este caso se ha pensado y teniendo en cuenta que en funcionamiento normal existe una trasferencia térmica desde los canales hacia el tanque del moderador, (las cuales cumplen un

grupo de funciones), considerar que habrá transferencia térmica entre el volumen hidrodinámico que representa al núcleo y los que representan al tanque del moderador, a través de algunas estructuras de calor, el término de algunas es debido a que el tanque del moderador se dividió en tres volúmenes hidrodinámicos y el de los canales del núcleo es uno solo, pero el paquete HS permite que existan varias estructuras de calor en un mismo volumen hidrodinámico, pero no se permite que dos volúmenes hidrodinámicos compartan la misma estructura de calor.

Teóricamente con la ayuda de este paquete se podrá modelar el proceso de transferencia, pero la mayor dificultad se a concentrado en el hecho de que los canales de Atucha I, Figura 6.2, presentan en su parte exterior dos *foils* los cuales tienen la misión de que no ocurran grandes pérdidas térmicas durante el funcionamiento hacia el tanque del moderador por lo que a la hora de modelar estas dos estructuras se dificulta ya que entre ambas hay una masa de moderador que se debiera tener en cuenta pero a su vez el espesor de ambos *foils* es muy fino y el espacio cubierto por moderador también es fino.

Por lo que han surgido varias ideas para modelar estas estructuras, entre ellas:

1- la primera es modelar el espacio entre *foils* y el canal como un volumen hidrodinámico y a los *foils* como una estructura de calor, pero se piensa que como la masa de agua será tan poca, cuando ocurra la fusión del combustible y este comience a tocar la pared del canal, el moderador que se va a encontrar en ese espacio se evaporará tan rápido que puede traer problemas, de inconsistencia matemática entre los tres volúmenes que participan en el proceso de transferencia térmica.

2- La otra variante es la de utilizar un material sólido con una conductividad térmica parecida a la del agua, que pueda sustituir al agua en ese proceso, lo que pasa es que en este caso, cuando se funda parte del núcleo y falle algún canal, el debris comenzará a reaccionar con este material y se generarán aerosoles inexistentes, o ocurrirán reacciones químicas que en realidad no se producirán en caso de un accidente de este tipo, pues en realidad no está presente este material en el reactor de Atucha I.

3- La tercera variante, es la de considerar a los materiales de los *foils* como parte del material del canal, en este caso se producirá una trasferencia térmica, a través de una estructura de calor simple, entre dos volúmenes, y es de esperar una transferencia de calor efectiva la cual pudiera llegar a provocar la ebullición del moderador en el tanque.

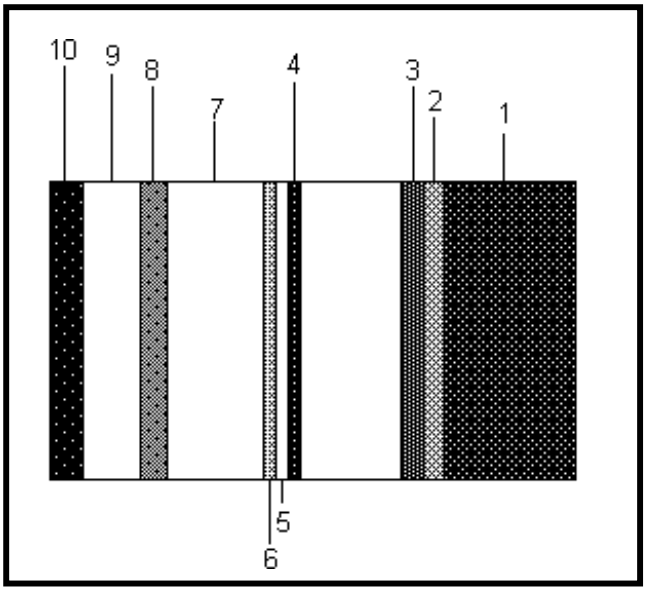


Figura. 6.2. Estructuras que se encuentran entre los canales y el tanque del moderador:
1- el combustible, 2- el gas, 3- la vaina, 4- pared del canal,
5- parte del moderador, 6- foils, 7- moderador, 8- pared del tanque del moderador,
9- canal de descenso, 10- vasija del reactor.

6.2. Estructuras de calor del reactor

En este punto se explicarán algunas posibles estructuras de calor que se pudieran utilizar teniendo en cuenta la correspondencia que tiene que existir entre los volúmenes hidrodinámicos, el modelo de núcleo (paquete COR) y el paquete *Heat Structure* como tal y que ya se han mencionado en los capítulos anteriores.

Se hace notar que los materiales que se declaran en el modelo del núcleo, no pueden ser declarados como estructuras de calor, pues en ese caso se sobrestimará la masa de ese material dentro de la vasija del reactor, es por esta razón que en la Figura 6.3, donde se señalan algunas posibles estructuras de calor, teniendo en cuenta los componentes internos de la vasija del reactor, no se consideran los cuerpos de rellenos inferiores, ni la placa soporte de los canales.

La estructura HS10013 representa el fondo del tanque del moderador, ver Figura 6.3, la cual permite el intercambio térmico entre el CV120 que representa al plenum inferior y el CV141 que representa la parte inferior del tanque del moderador. Se pueden observar además las estructuras HS40001 y HS40002 que representan la parte inferior de la pared del tanque del moderador. Se dividen en dos ya que en ese lugar por el lado exterior del tanque del moderador hay material hidrodinámico de dos volúmenes el CV111 y el CV120 y debido a que el código no permite que dos volúmenes hidrodinámicos compartan una misma estructura de calor es por lo que, se debe dividir esta pared. A continuación se aprecia la estructura HS40003 que separa al volumen CV142, parte media del tanque del moderador y al CV111, que representa al canal de descenso. En la parte superior del tanque del moderador, CV143, hay dos estructuras HS40004 y HS40005, y el motivo por el cual son dos es el ya explicado anteriormente, sólo que en este caso los volúmenes por el lado exterior son CV100, entrada al canal de descenso y el CV111. Por último, se aprecia la estructura HS20001 que representa la tapa del tanque del moderador que separa al CV143 y al CV150 que representa el plenum superior y que no se señala en la Figura. 6.3, para que no traiga confusión con el CV100.

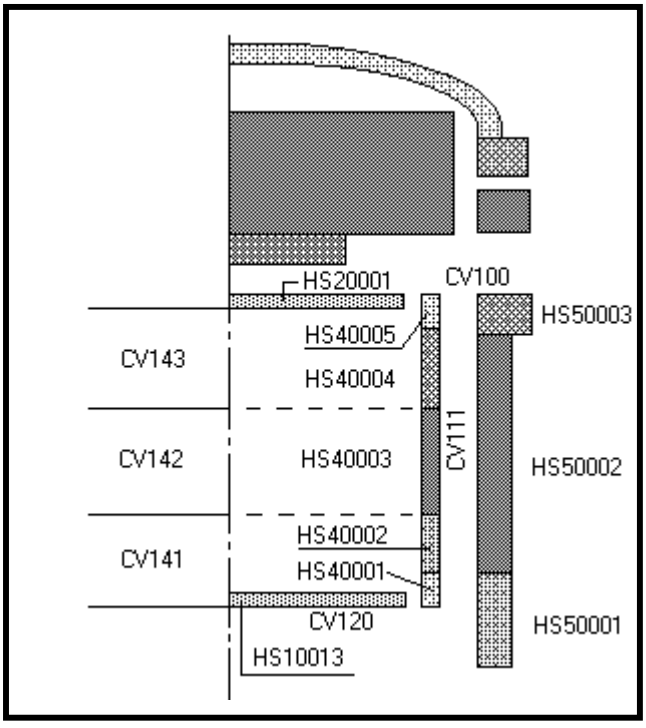


Figura. 6.3. Estructuras de calor correspondiente a algunos internos de la vasija del reactor de la CNA I.

Posteriormente se aprecian las estructuras HS50001, 50002, 50003 las cuales representan la pared de la vasija del reactor. Es conveniente agregar que, a través de registro HSCCCCC400 el código permite la modelación de estructuras de calor las cuales por una de sus superficies pudieran estar compuestas por material aislante, utilizado para disminuir la pérdida de temperatura. Esta opción es activada para estas tres estructuras.

6.2.1. Relación entre el paquete COR y el HS

Como ya se explicó en el capítulo 5, en el registro CORZjj02 el usuario tiene que declarar dos tarjetas, una de las cuales es la IHSA, la cual especifica el número de la estructura de calor que se encuentra en el límite radial exterior para un nivel axial determinado; posteriormente los datos referentes a cada una de estas estructuras son introducidos a través del paquete HS. En el caso de CNA I y teniendo en cuenta los canales que atraviesan el tanque del moderador, dentro de los cuales se encuentran los conjuntos combustibles y además la necesidad de modelar el intercambio de calor del volumen hidrodinámico CV130 hacia los del tanque del moderador, se han visto varias opciones en concordancia con las posibilidades que nos da el paquete HS.

La primera opción: la estructura de calor que se encuentra en el límite del anillo radial exterior pudiera ser uno de los canales que se encuentra en el perímetro externo de la zona activa y sus estructuras de calor por niveles axiales serían las que se observan en la Figura 6.4.

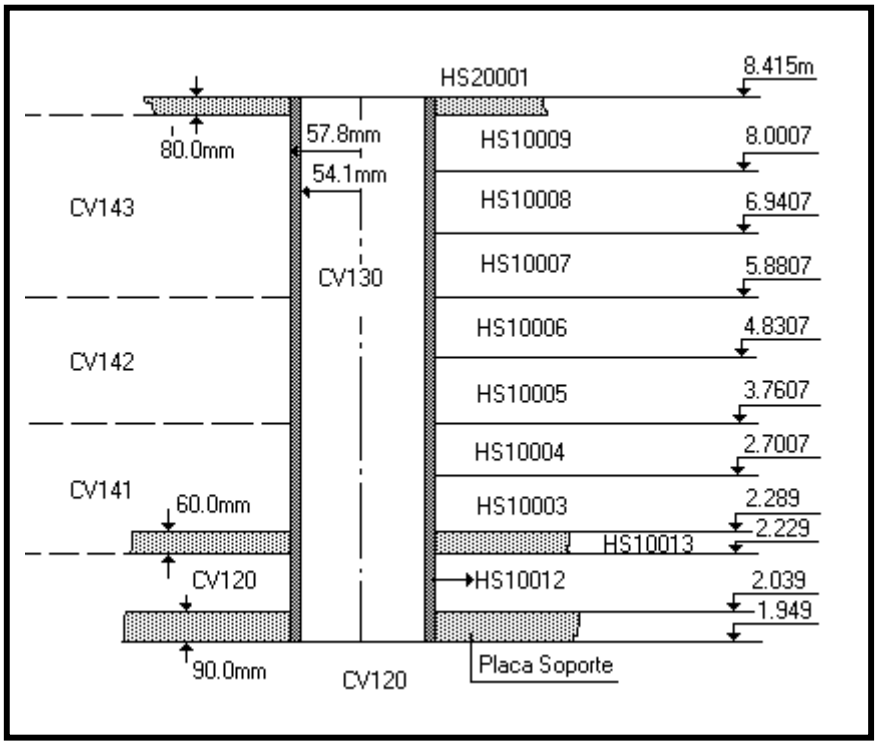


Figura. 6.4. Estructuras de calor de un canal, en relación con los niveles axiales del modelo de núcleo, del paquete COR.

La declaración de estas estructuras de calor por niveles axiales en el registro CORZjj02, tiene el propósito de especificar la estructura de calor que provee el límite térmico radial del núcleo por niveles axiales. La fusión de esas estructuras puede ser modelada a través del paquete

HS, usando el registro HSDGCCCCCn. Cuando esto se hace el acero fundido desde la estructura será adicionado al anillo axial más exterior, que contiene a la estructura en ese nivel axial en el paquete COR (en los reactores tipo PWR esta estructura suele ser el *core baffle* la cual se encuentra a lo largo de toda la zona activa). Es evidente que en el caso de CNA I no bastaría con la modelación de un solo canal pues únicamente se adicionaría, en caso de fusión, el material correspondiente a ese canal y por otra parte no se correspondería con la realidad, pues en la periferia de la zona activa hay 36 de los 140 canales que componen el tercer anillo radial. Es por eso que se recomienda hacer uso del registro HSCCCCC003, el cual permite que si hay varias estructuras iguales se declare su número y el paquete HS multiplica por ese número todos los datos correspondientes a la estructura de calor declarada, por lo que en este caso se pudieran adicionar a los datos correspondientes al canal anteriormente declarado, Figura 6.4, el valor de 36. La masa de zircaloy de los restantes 104 canales, puede declararse en el registro CORijj02 en la tarjeta correspondiente a la masa de zircaloy asociada con el componente “otras estructuras” en la celda dada. Pero en este caso no se podría simular el intercambio térmico entre el CV130 y los volúmenes hidrodinámicos del tanque del moderador de estos 104 canales, ya que estos estarían declarados en forma de masa y no en forma de estructuras de calor. Ante este problema se considera razonable declarar en el paquete HS otro canal y en el registro HSCCCCC003 declarar el número de los canales restantes.

Otra opción es la de crear una estructura de calor cilíndrica que tenga un aréa de paso equivalente a la de los canales que se encuentran en cada anillo radial del núcleo con un espesor de pared igual al real de un canal, de esta manera quedarían por cada zona radial un cilindro el cual permitiría la modelación del intercambio térmico entre el CV130 y los correspondientes al tanque del moderador. Por lo que se formarían un total de tres estructuras de calor por anillo radial, Figura 6.5.

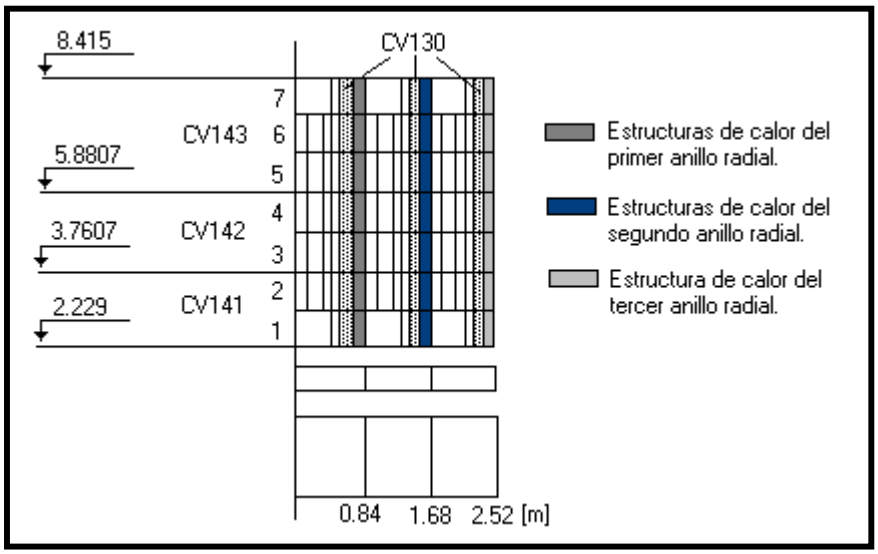


Figura 6.5. Estructuras de calor en los anillos radiales del núcleo.

Una vez descritas las posibles formas de poder modelar los canales con el paquete HS en correspondencia con el paquete COR y CVH sólo quedaría por analizar qué variante utilizar para un modelo determinado, el cual posteriormente será sometido a ajustes y mejoras.

Por otra parte se quiere mencionar que los tubos guías de las barras de control, que representan una determinada masa de material dentro de esta zona del núcleo, pudieran ser modelados como estructuras de calor cilíndricas, inclinadas según los ángulos reales, ya que esta opción es permitida en el paquete HS y se realiza declarando una barra de cada una de las inclinaciones y hacer uso del registro HSCCCCC003 donde se declare la cantidad de barras que tienen esa inclinación.

6.3. El Generador de vapor, presurizador y tuberías del primario

En el caso del generador de vapor, el intercambio de calor entre el circuito primario y el secundario se propone modelar haciendo uso de datos utilizados con el código Relap referentes a la longitud de los tubos. Una vez conocida esta longitud se propone dividir los tubos en tres: uno que modele el intercambio entre el CV191 y CV301, otro el CV192 y CV301, y por último CV193 y CV301; en este caso se introducirían los datos referentes a cada tubo, a los volúmenes de control hidrodinámicos a ellos relacionados y se utilizaría el registro HSCCCCC003 donde se declararía el valor de 3945 correspondiente a la cantidad de tubos dentro del generador de vapor.

En el caso del presurizador se puede utilizar una estructura de calor, con forma cilíndrica, con dos estructuras de calor rectangulares en su límite inferior y superior que conserven el área y el espesor real, así como, por su parte exterior se active la opción de aislamiento térmico. Las cañerías del primario serán declaradas conservando sus formas e inclinaciones. Es conveniente declarar estas estructuras ya que cuando se active el paquete Radionucleido, se podrán analizar las deposiciones de los diferentes grupos de aerosoles en las estructuras de calor de cada componente del circuito primario.

7. CONCLUSIONES

Como resultado final del presente trabajo se puede decir que se ha realizado una nodalización conceptual básica para el análisis de secuencias de accidentes severos, así como que se ha explicado desde el punto de vista de la filosofía de cálculo de MELCOR las ventajas y desventajas de la forma de modelar los diversos componentes de la vasija del reactor y el circuito primario de la CNA I con este código, posteriormente se podrán analizar dichas secuencias y una vez obtenidos los resultados del análisis se podrán proponer medidas que contribuyan al mejoramiento del diseño y de los planes de gestión de accidentes de la CNA I.

8. BIBLIOGRAFÍA

1. INTRODUCCION A LOS SISTEMAS PRINCIPALES DEL REACTOR DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II. Ing. Lobato A. J., Buenos Aires,1980.

2. MELCOR 1.8.4 , Users' Guides. United States Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research.

3. MELCOR 1.8.4, Reference Manuals, United States Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research.

Assessment of Events Using HPIP / HPES Methodologies. Follow-Up of Corrective Actions

Pérez, S.S.

Presentado en: Second Research Coordination Meeting,
Edinburgo, Escocia, 11-15 octubre 1999

ASSESSMENT OF EVENTS USING HPIP / HPES METHODOLOGIES. FOLLOW-UP OF CORRECTIVE ACTIONS[1]

STATUS REPORT

Pérez, S.S.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

1- SUMMARY

2- TRAINING IN THE USE OF TECHNIQUES

3- ROOT CAUSE ANALYSIS APPLICATION

4- REVIEW OF “MINOR EVENTS DATA BASE” AND THEIR CORRECTIVE ACTIONS

5- OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK

6- CONCLUSIONS

7- REFERENCES

[1] This report was performed within the framework of the coordinated research program on “Investigation of Methodologies for Incident Analysis” (Research Contract / Agreement N°: ARG 9960 / RO).

1. SUMMARY

After the first Progress Report sent in December, the research work followed more specific guidelines, which entailed focusing exclusively on the use of HPES “school” methods (HPES and HPIP).

After having analysed, during the first stage of the project, both the strength and weakness of the root cause analysis methods, the HPIP / HPES methods were systematically studied, since with minor variations they were considered to be the best suited for a regulatory agency.

Adjustments were made to those methods so the resident inspectors could easily employ them. These adjustments were made to ensure that resident inspectors at nuclear power plants had a checking list on the basis of which they might collect as much information as possible immediately after the occurrence of an event.

During the stage of event analysis, our work was performed in close co-operation with inspectors, particularly those at the CNA I, since it was in that plant where the most representative events took place.

This work methodology enabled the team (evaluator-inspector) to set clear goals, thus optimising data collection, so that data may be collected promptly. A prompt collection of data ensures that no waste of time occurs and that the quality of the collected data is not degraded.

2. TRAINING IN THE USE OF TECHNIQUES

2.1. RESIDENT INSPECTORS TRAINING

The resident inspectors training has taken place, at intervals, during 1998. In order to be able to fulfil the training it was important to set the objectives emphasising the importance of having at hand and as soon as possible, all the information the group considers very important, such as the outage, exact time and shooting parameters.

Besides the evaluation techniques that were explained, the vocabulary to be used has also been set as well as the range of possible events for which the greater possible amount of information was required in the short term.

Checked lists –based on HPIP and adapted- were prepared as well as generic forms to pass on the information.

From this step onwards, secondary but not less important results, were achieved and due to this fact some aspects, such as the following, were improved:

- The evaluation of routine operation by means of repetitive tests or preventive maintenance tasks. In both cases, after the inspectors had evaluated and / or supervised the work procedures, they examined the work conditions, the groups co-ordination, supervision, etc. informing about the deficiencies they may have found.

- The screening of minor events allowing the evaluation team to make a revision of the corrective actions taken by the Nuclear Power Plant.

Necessary Information required immediately After an Event Occurrence.

Resident inspectors should:

- Obtain information from the context.

- Obtain the description of the activity that may have acted as a starting point of the event or that may have affected its recovering; including a brief description of the task involved.

- Obtain all the approved procedures and work planning

- Put down all the data corresponding to: work plans / instructions, work authorisations, maintenance records. Chemical and radiological samples, results of lubricant samples and any other applicable data.

- Obtain diagrams, handbooks, applicable documents – for example operation procedures, technical specifications.

- Obtain data from environmental condition (temperature, humidity, and radiation field)

- Obtain history of the equipment as well as of the previous practices.

- Obtain Quality Assurance Reports.

- Question the personnel involved in the event, including supervisors.

- Question experts and training personnel.

Points 1 to 8 are applicable in any circumstance. Some questionnaires have been prepared for points 9 and 10, taking into account the data obtained in initial points.

Factors that can influence the development of an event and in relation to human behaviour, will be found in one or some of the following categories:

- Verbal communication: exchange of information - face to face or by telephone.

- Documents or written procedures: maintenance instructions, tests, inconvenient operation, inappropriate outlines, equipment handbook, and technical specifications.

- Man – machine interface: inappropriate or insufficient labels, inadequate space, lack of signals.

- Environmental conditions: insufficient lighting, uncomfortable rooms, inadequate clothing, noise, high radiation, extreme temperatures, excess of humidity.

- Working plans / schedule: excessive work periods, insufficient time to prepare or execute any job.

- Practices: lack of self-checking, error while following the procedure.

- Planning / organising the job: insufficient time to prepare or execute any job that has not been planned.

- Supervising methods: inappropriate management, interference among supervisors, pressures about time.

Almost all the questions in an interview will be related to one o more of the previous points.

QUESTIONS TO DETERMINE CONTRIBUTION TO ROOT CAUSE EVENT

(HPIP BASED)

PROCEDURES

NOT USED		INCORRECTLY USED		WRONG / INADEQUATE	
Was there a procedure to perform the task?		Is the format confusing?		Can the procedure be easily read, is the copy clear?	
Was the procedure available?		Does the application of the procedure require more than one action in each step?		Are all the necessary signatures required to consider it a valid one?	
Is the procedure hard to understand?		Does the procedure have an excess of references?		Is the working sequence the correct one?	
Isn't the use of the procedure required but would it be convenient that it was used?		Does it use a checklist?		Does it cover all possible situations? Is it complete?	
Did the personnel consider that it was not necessary to use the procedure?		Was the checking performed?		Was the last revision in use?	
		Are the data complete?		Is there enough room to tick the second check?	
		Are graphs or diagrams the right ones?		Does the personnel consider the procedure difficult to use?	
		Can the equipment be easily identified?		Is the vocabulary clear and simple enough?	
		Are the instructions ambiguous?		Is there any reference related to more than one procedure, and thus turning it a bit confusing?	
		Was the second check used correctly?			
		Does it have all the details to perform the job?			

2.2. SYSTEMATIC STUDY OF HPES / HPIP METHODS

During 1998, the research work followed more specific guidelines, which entailed focusing exclusively on two selected methods (ASSET and HPIP) and incorporating some additional human behaviour elements based on the documents of reference. Once resident inspectors were incorporated in the project (and trained accordingly), events occurring in Argentine nuclear power plants were analysed.

Some events were analysed (all of them from Atucha I and Embalse Nuclear Power Plants), concluding that the systematic methodology used allows us to investigate also minor events that were precursors of the events selected.

At the beginning of 1999 the participation in the "Technical Workshop on Selected Event Analysis Methodologies" (Bratislava, Slovakia) was a good training in the use of all the HPES techniques, specially applied to real events. With an improved "tool box" and more experience in its use, a revision of analysed events was made, new findings, like "contributing causes" showed more corrective actions were needed.

The use of "causal factor worksheets" allowed the analysts to do a deeper evaluation.

Using both, HPES and HPIP methodologies, identification and correction of causes can reduce or prevent recurrence of events from taken place.

As a consequence of the upgrade obtained through resident inspectors training and participation in the mentioned technical workshop (points 2.1. and 2.2.):

- Communication strengthens within resident inspectors and the support team, improving the systematisation of the investigation conducted and the evaluation to be made by the group.

- Regulatory actions were focused on the impact of human performance on the development of events because they were more easily identified.

- The employment of different techniques of root causes analysis contributed to the identification of programmatic causes, which were used to assess the corrective actions taken by the utility at the organisational level.

- As a result of the analysis, deterioration in Quality/Safety Culture should be detected.

3. ROOT CAUSE ANALYSIS APPLICATION

EVENT: LOSS OF HEAVY WATER (D2O) DUE TO A CHANGE IN THE DESIGN OF STEAM GENERATOR II (QW02 W01) LIDS.

NUCLEAR POWER PLANT: ATUCHA I

DATE: 23-08-98

PLANT CONDITION: Starting up, hot shutdown
(Pressure: 115 kg/cm², Temperature: 200 °C).

BACKGROUND:

During Atucha I outage in July / August 1998 a change in the design of QW02 W01 covers (watertight seal) took place in both handholes inspection primary side of the Steam Generator II (QW02 W01).

The same modification had already been made with satisfactory results, in the Steam Generator I, changing welded watertight seals by not welded seals in order to make the inspections easier and avoiding the welding progressive degradation.

In both modifications, work plans and operation procedures were used and the officers involved were qualified and trained for the task.

DESCRIPTION OF THE EVENT:

While the start up process, during the night on August 23rd, at the moment the plant arrived to "hot shutdown" a loss of heavy water going to TY system (Recovering of D2O System) was detected. After several hours, it was proved that it came from the new S. G seals. The leak was of about 15 lt/h.

CONSEQUENCES:

The possible causes and the leak place were examined for several hours. This implied:

- Additional cycling (including start up and shutdown of the main cooling pump).
- In the additional 40 hours when the plant was in outage the collective dose went up to 120 mSv-H.

ANALYSIS OF THE EVENT:

TASK ANALYSIS

Firstly, all the actions that happened during the task were analysed through Work Plan nº 1986.

Afterwards and to avoid that any important causal factor remain without being considered a Causal Factor Diagram was systematically made.

With all the facts a Barrier Analysis was made to get to know how the event might have been avoided.

As in this case it was impossible to interview some of the personnel involved because part of the group had returned to Embalse NPP (it was a team common to both NPPs). So, Causal Factor Worksheets were used to find out about the outstanding facts, determining root causes (primary causes) and contributing causes (secondary causes) with the purpose of suggesting corrective actions.

ROOT CAUSES (PRIMARIES)

Point 18 of the work procedure was not fulfilled. (1) (2)

The remaining gap was not controlled before the cover was assembled.

CONTRIBUTING CAUSES (SECONDARY)

With the used tool it is possible to achieve a 0.3 millimetres mechanised (the required mechanised rises to 0.5).

The measured roughness varies; porosity was repaired several times with the consequent increase in time and dose. At the end, the accepted values were between 11 and 4.

Difficulty in repairing the leak. It showed insufficient training.

SUGGESTED CORRECTIVE ACTIONS

The presence of Q.A during the execution of the task should be ensured. (Management)

The double check in every step of the work plan should also be ensured. (Management)

Once the technical specifications of the tool required be known, the corresponding one should be used. (Engineering and supervising).

Those workers that are in charge of executing any job should be acquainted with the technical specifications of the component / system to be repaired.

Training in the application of Acceptance Criteria which values were set between 3.2 and 5.3. The Engineering Area should fulfil the above mentioned criteria. (Management).

Training in mock up, in similar conditions than those of the work area. Improve the step by step knowledge. (Supervision, Training Division).

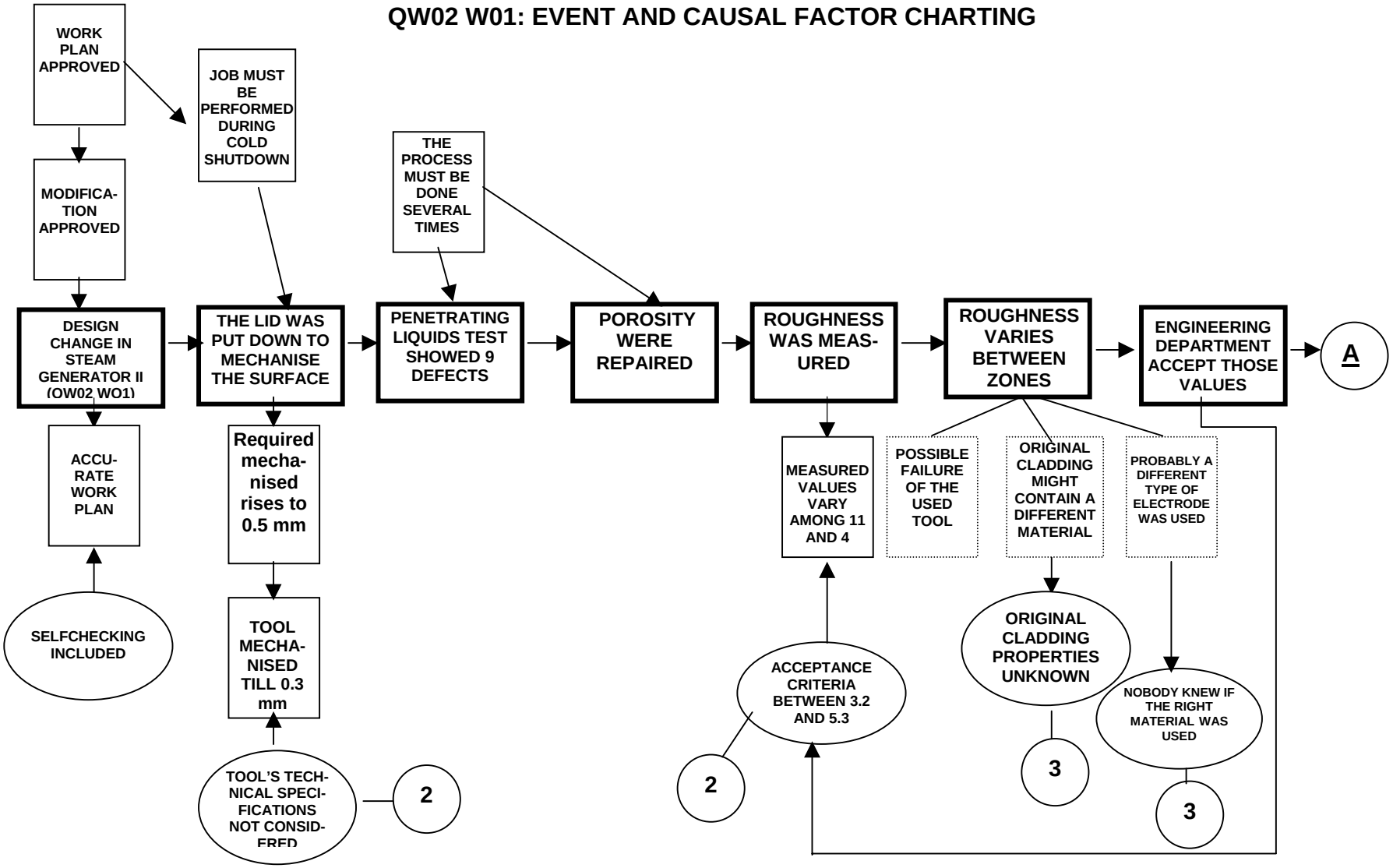
LESSONS LEARNED

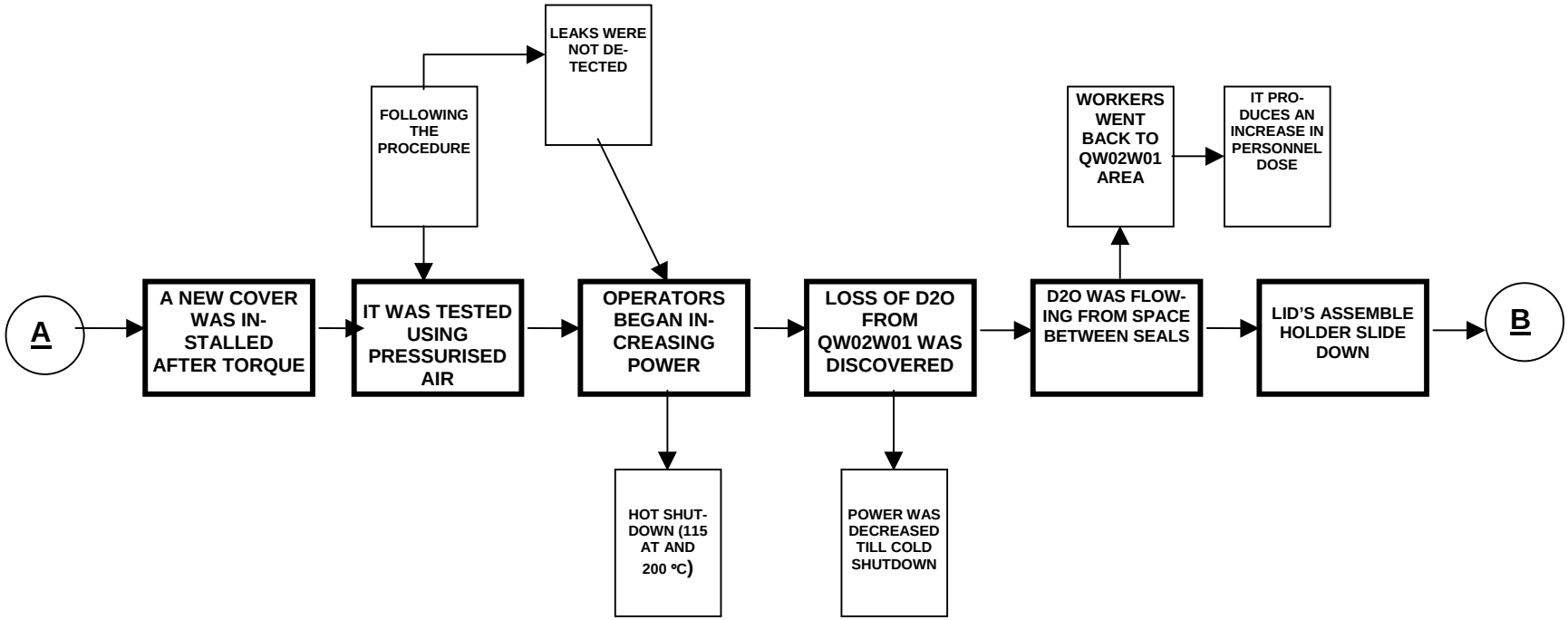
QA will check the achievement of the technical specifications of the tools to be used or the components to be removed.

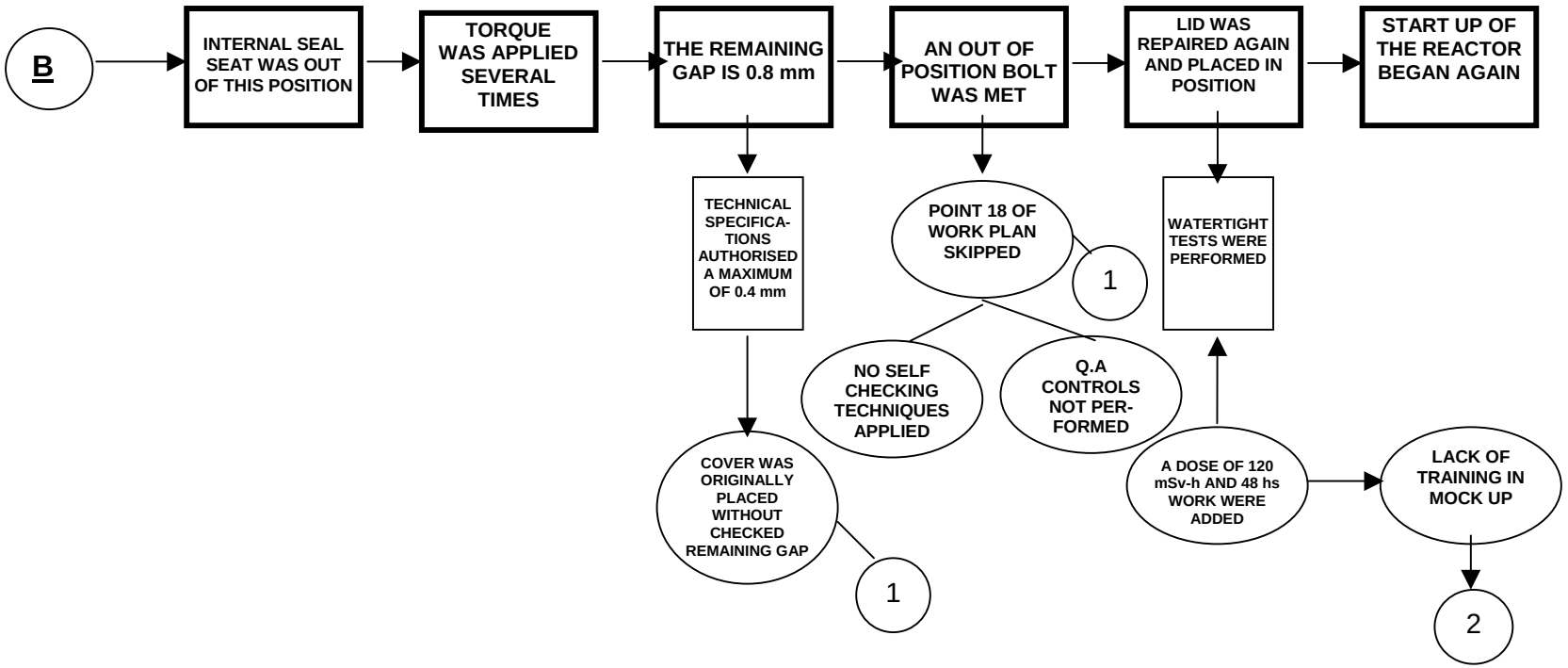
The personnel will be trained as many times as it is necessary to fulfil a work procedure step by step.

Training in mock-up will be done as long as necessary to guarantee the effectiveness of the task.

QW02 W01: EVENT AND CAUSAL FACTOR CHARTING




A
A NEW COVER WAS IN-STALLED AFTER TORQUE
IT WAS TESTED USING PRESSURISED AIR
FOLLOWING THE PROCEDURE
LEAKS WERE NOT DE-TECTED
OPERATORS BEGAN IN-CREASING POWER
HOT SHUT-DOWN (115 AT AND 200 ºC)
LOSS OF D2O FROM QW02W01 WAS DISCOVERED
POWER WAS DECREASED TILL COLD SHUTDOWN
D2O WAS FLOW-ING FROM SPACE BETWEEN SEALS
WORKERS WENT BACK TO QW02W01 AREA
IT PRO-DUCES AN INCREASE IN PERSONNEL DOSE
LID'S ASSEMBLE HOLDER SLIDE DOWN
B



1 Root Cause
2 Contributing Cause
3 Possible Cause
Number 1 & 2 must involve corrective actions

QW02 W01: BARRIER ANALYSIS

CONSEQUENCES	BARRIERS THAT SHOULD HAVE PREVENTED THE EVENT FROM TAKEN PLACE	WHY BARRIERS FAILED
Watertight lid not hermetic	1- Training 2- Work Plan 3- Selfchecking 4- Independent Verification	1- Non-effective Barrier. Environmental differences between mock up and workplace not taken into account. 2- Barrier lost. No all the points from the work plan were verified when the task was performed. Point 18 from work plan skipped. Personnel didn't know the maximum gap allowed between joints / seals. 3, 4- Barrier lost. No double checking, no Q.A independent verification.
Increasing time of work in an environment with high dose rate	1- Adequate tool 2- Technical Specifications of welding material 3- Roughness Acceptance Criteria known	1- Non effective Barrier Non anticipated verification about the capability of the lathe to mechanise the surface in accordance with the requirements 2- Non effective Barrier. Nobody knew the material of the original welding. 3- Non effective Barrier. Operators didn't know acceptable roughness values.
LIST NON NEED TO BE SEQUENTIAL	List all physical and administrative barriers for each consequence	Point out whether barriers were lost, barriers had weakness or barriers were non-effective and why.

NOTES:

(1) Point 18: ”Fix hooks in pressure cover and proceed to the hoist of it. Once in position put 3 bolts previously lubricated and oriented. Lubricate nut seat placed, with slight torque until fastened. Verify parallelism between lid and flange”.

(2) Memo produced by Q.A Manager (07-09-98): ” ...It must be stated that due to lack of time and other priority tasks, Q.C was involved only from time to time.”

4. REVIEW OF “MINOR EVENTS DATA BASE” AND THEIR CORRECTIVE ACTIONS

In Atucha I the follow-up of minor events has been systematically recorded in a database since 1996.

In accordance to the “Procedure to report minor events”, they were defined as any action which, although not considered to be relevant events, they could affect good work practices and, potentially, in case that corrective actions are not taken, they might develop in relevant events (precursors).

The screening of the minor events reported from 1996 to 1998 shows:

In 1996, 58% of the reported events were discussed and corrective actions were taken.

In 1997, 76% of the reported events were discussed and corrective actions were taken.

In 1998, 32% of the reported events were discussed and corrective actions were taken.

Taking a glance at these figures, without considering the context, it might be considered that less importance was given to corrective actions through time, however:

The number of reported events in 1998 doubled those reported in 1996.

From “closed events” in 1997 (with corrective actions included), 2 recurrences were detected in 1998 and another one (also closed) was detected later as a “precursor” of an event happened in 1998.

Having only the details of “minor events” from 1998 signed in February 1999, we can’t be sure that there could be an increase of 1998 analysed events since February to September 1999.

We don’t have at the moment statistics of which are the main causes of such events.

During 1999 (Till September) 18 minor events were reported and incorporated to the database, all of them were analysed and corrective actions were suggested. All minor events from nº 9 to nº 18 happened during plant outage.

Event nº 10 had a recurrence (event nº 16); it showed that corrective actions were not good enough.

Event nº 18 is also recurrent (similar mistakes during works done in steam generator in 1998).

But now, in event nº 18, follow-up of the corrective actions showed that they were taken.

MINOR EVENTS REPORTED IN 1999 (TILL SEPTEMBER)

EVENT Nº	CAUSES	SUGGESTED CORRECTIVE ACTIONS	COMMENTS
1	No hermetic valves (component failure)	Change these valves by others with different design	
2	Selfchecking, communication	Generate new procedures, retraining of personnel	There is no evidence that corrective actions were taken
3	Lack of Q.A in contractors organisation, deficiency in performs Q.A to contractors.	Audit vendors. Improve written T.S to avoid confusion.	There is no evidence that corrective actions were taken
4	Component failure in alarm system, operators fail to detect the component was lost.	Due to the fact that nobody knew who failed to detect the problem, all control room personnel was trained using the event.	
5	A work was done without work authorisation (Supervision and communication)	Retraining of supervisors in following procedures during all tasks.	A worker incorporates [H-3].
6	Use of a wrong chemical product to detect gamma radiation in the primary system. (No labels, both products stored in the same place)	Separate physically the right product. Use of bags with printed labels.	There is no evidence that corrective actions were taken
7	Components failure because no previous verification was done, lack of T.S.	Periodic revision of these components, improves written T.S.	There is no evidence that corrective actions were taken
8	A component fails because a non registered modification was made. (selfchecking, procedures)	Revision of all work plans, check if any modification has been done.	There is no evidence that corrective actions were taken

EVENT Nº	CAUSES	SUGGESTED CORRECTIVE ACTIONS	COMMENTS
9	Communication, selfchecking, procedures	Training in selfchecking techniques, improve supervision	There is no evidence that corrective actions were taken
10	Erroneous operation of valves. The operator was being trained.	Supervisor must be controlling a person that is being in training.	The same event happened again later.
11	Because of “Special work condition”, 3 existing procedures had not been used.	Retraining of personnel emphasising the importance of using all the required documents.	Because they did the work in less time than the usual, no registration of time uses for the task, no register of dose for every subtask.
12	Degradation of neutrons shields.	Perform an analysis of materials physical properties before using them.	There is no evidence that corrective actions were taken
13	The equipment to be used had not been previously checked.	Training in selfchecking techniques	There is no evidence that corrective actions were taken
14	The equipment to be used had not been previously checked.	Training in selfchecking techniques	Recurrence of an event: The same mistake than before.
15	Labels indicate the tools were out of service.	Training in selfchecking techniques	There is no evidence that corrective actions were taken
16	Wrong operation of sampling system.	Supervisor must be controlling a person in training.	Recurrent event (Nº 10)
17	Incomplete procedure.	Improve selfchecking. Review procedure.	There is no evidence that corrective actions were taken
18	The procedure wasn’t followed performing the Steam Generator revision.	Training in selfchecking techniques and use of procedures, improve supervision.	Recurrent Event: Same mistakes that in event nº 22 / 98

From 18 minor events registered, 17 are Human Performance related, especially in:

Selfchecking

Supervision

Procedures (missing or inadequate)

In spite of found repetitiveness of events causes, some results are optimistic since:

- In 1999 all events were analysed and corrective actions were suggested.
- Some events were recurrent; however, new corrective actions were more restrictive.

On the other hand, more of the suggested corrective actions have not been implemented yet.

5. OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK

During the first CRP meeting, Work Group 1 (WG1) examined the effectiveness of feedback using information coming from national and international databases.

After the meeting we also used a model (not as simple as the one done by WG1) to identify the relevant parts that need a deeper investigation into the process.

Looking at the points:

- Events,
- Application of root cause methodologies and
- Corrective actions,

We were directly involved in them, even in

- Follow-up of corrective actions.

The weak point was HOW TO MAKE THE UTILITY START A PROCESS OF EVALUATION OF THE OPERATING EXPERIENCE IN ORDER TO OBTAIN A FEEDBACK IMPROVING RELIABILITY AND AVAILABILITY OF THE N.P.P´S?

As a consequence of a requirement made by the Nuclear Regulatory Authority during 1998, the Utility prepared a “Programme of Management of Operating Experience” in order to analyse Events (at National and International level) to be used as a feedback of Operating Experience in Argentinian Nuclear Power Plants.

The group of Utility’s people involved in the “Programme of Management of Operating Experience” performed a screening using international databases looking for documented events. From the information screened, those events which could happen in Atucha I or Embalse N.P.P´s were analysed. The results are as follow:

EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT

Similar events, findings or design modifications obtained from International Operating Experience:

January- March 1999: 3

April- June 1999: 5

Comments

5 design modifications will be implemented

Responsible:

Engineering Department

ATUCHA-I NUCLEAR POWER PLANT

Similar events, findings or design modifications obtained from International Operating Experience:

January- March 1999: 1

April- June 1999: 2

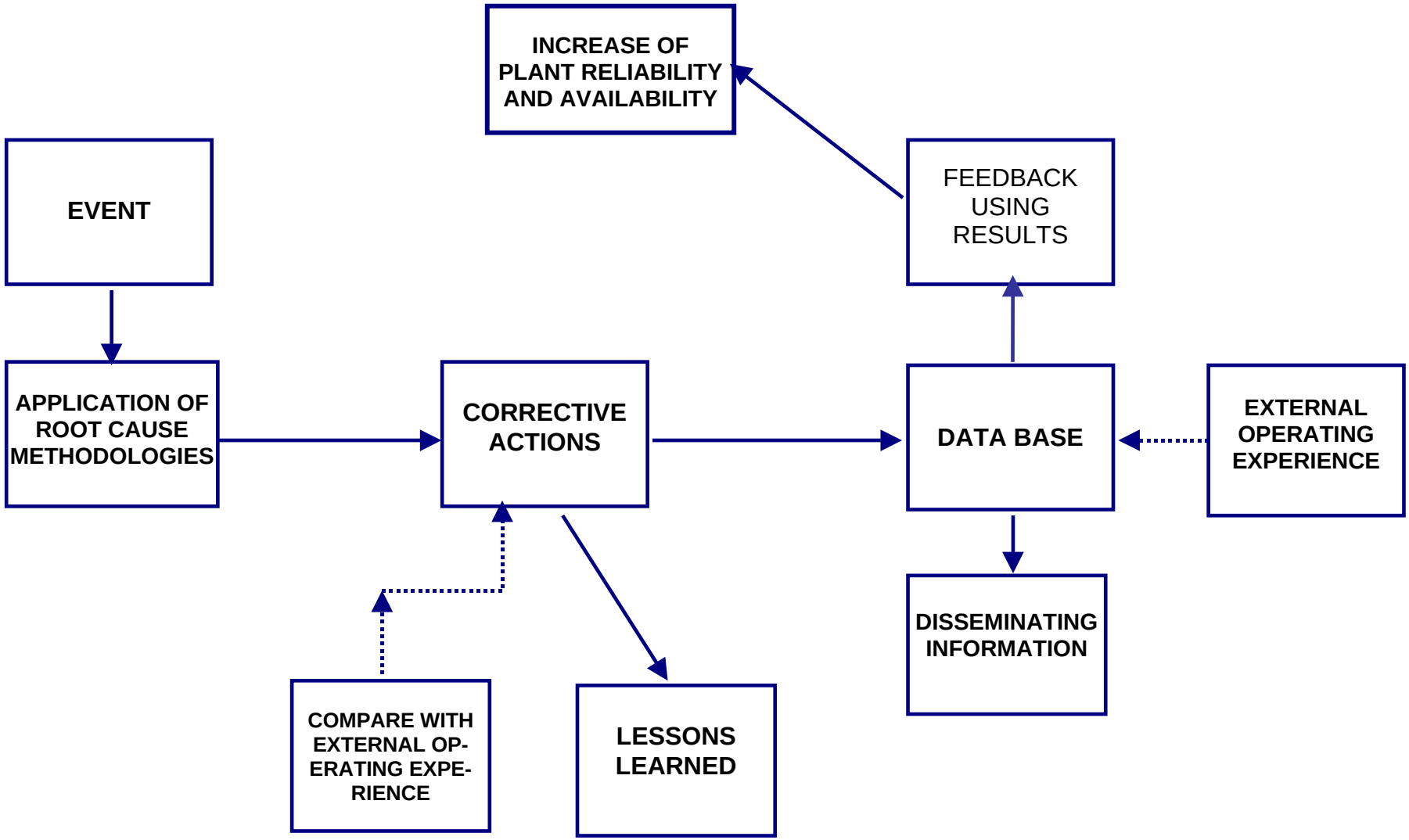
Comments:

None

Responsible:

PSA group

OPERATING EXPERIENCE FEEDBACK PROCESS



6. CONCLUSIONS

a- Events Analysis

Analyst / inspector co-ordination showed that operational failures can be evaluated before events happened.

HPES / HPIP methods can be used not only in human performance related events, also in those involving equipment failures.

b- Minor events analysis

The evaluation of Atucha I 1999 minor events showed:

- About 95% were human performance related issues.
- Corrective actions were not effective at least in two events.
- Nothing guarantees the effectiveness of proposed corrective actions (wether they will be implemented or not) from the other events.

This last point is also valid for those events that were completely evaluated using root cause analysis methodologies.

For the above reasons some of the most important points that require special attention are Events related with Human Performance problems.

c- Utility Operating Experience Feedback Programme

- The screening of External Information (COG and WANO) gave as a result only 11 events analysed during the first part of 1999.
- From that screening, 73% of events are applicable only to Embalse N.P.P.
- Since Embalse is a CANDU (more information is available in International databases) and Atucha I is a prototype (German PHWR), is possible that generic events (useful for Atucha I) were not well analysed.
- Root Cause Methodologies were not applying after screening.

As a consequence, another important goal to achieve in the future will be to co-ordinate efforts with the Utility to improve the feedback from Operating Experience in order to have an upgrade in reliability and availability of Nuclear Power Plants.

(6) The nature of the relationship between the regulator and the operator can influence the operator's Safety Culture. In promoting Safety Culture, a regulatory body should set a good example in its own performance. This means, for example, the regulatory body should be technically competent, set high standards for itself. Some of the attributes of a good regulatory safety culture are:

- Programmes of continuing training to maintain regulatory staff competence.
- The use of risk insights in decision-making.

The regulator may perform periodic safety assessments of a facility. This should be a systematic assessment of performance based on reviews by the regulatory staff. This assessment may include:

- Review of the effectiveness of operator's controls to identify, correct and prevent problems from taken place. These controls include: root causes analysis programs, corrective action programmes.

- Review of operating events to look carefully for safety significant events or conditions that may be precursors to serious accidents.

7. REFERENCES

1. CNA-I: Plan de Trabajo 1986: "Modificación tapas entrada de hombre generador de vapor (QW02 W01). Cambiar por juntas espiraladas".

2. CNA-I: Informe de Trabajo "QW02 W01: Modificación entradas de inspección". Autores: Gerencia Ingeniería y Servicios.

3. ARN: IT 487 "Modificación tapas de hermeticidad generador de vapor II. Autor: E. Genzone.

4. HPIP / HPES: Root Cause Analysis Techniques:
   Task Analysis.
   Barrier Analysis.
   Causal factor Worksheets.
   Event and Causal Factor Charting.

5. IAEA: Workshop on Application of Selected Event Analysis Methodologies to Actual Events and Group of Events from N.P.P s. Bratislava, Slovakia 25 January – 5 February 1999.

6. IAEA / OECD "The role of the Nuclear Regulator in promoting and evaluating Safety Culture". June 1999.

7. NASA / CNA-I: Informes de Eventos Menores.

8. RQ-NASA-004-ARN 1562/98

9. Investigation of Methodologies for Incident Analysis: Report of the first co-ordination meeting of the Co-ordinated Research Programme organised by the International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria, 20 – 24 April 1998.

The State System of Accounting and Control of Nuclear Material in Argentina and the Y2K Issue

Fernández Moreno, S. and Maceiras, E.

Presentado en: International Seminar on Year 2000 (Y2K): Progress and co-operation
Viena, Austria, 1-5 febrero 1999

THE STATE SYSTEM OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIAL IN ARGENTINA AND THE Y2K ISSUE

Fernández Moreno, S. and Maceiras, E.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The nuclear regulatory activities in Argentina are carried out by the "Nuclear Regulatory Authority" (ARN). To fulfil its responsibilities, the ARN has established, developed and enforced a regulatory framework for all nuclear activities in connection with nuclear safety and radiological protection, physical protection and the guarantees of non-proliferation.

The SSAC 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 ARN has implemented two computerised databases to optimise the programming of the inspections and their evaluation and to improve the issuing and submission of the accounting reports: the System of Control of Nuclear Material (SCMN) and the System of Safeguards Inspections (SIS).

In addition, to further improves the SSAC, the ARN considered important that each nuclear installation maintains a computerised accounting database (SOP) which would increase the quality of the operator's accounting and control system. The SCMN, SIS and SOP are linked in order to achieve the maximum benefit in terms of effectiveness and efficiency.

The change of the millennium may have an impact not only in the dates of the safeguards documentation (i.e., general ledgers, source data, support documents, etc.) but also in some data generated by software or equipment in use at the installations that also feed facility level safeguards operating and accounting records. For instance, some software currently used for fuel elements management at the Nuclear Power Stations and the computerised control of stock of nuclear material at bulk installations need to be reviewed to assure that the change of the year 2000 will not cause any problem.

Additionally, some of the data generated by computerised systems at the level of the installation are inputs for the three integrated databases SCMN, SIS and SOP. Therefore, the ARN is in the process of reviewing all the relevant systems at the facility level.

The objectives and functions of this integrated system and some issues of the accounting databases system related to the 2KY are described in the present paper.

1 - The Nuclear Regulatory Authority role and the 2ky issue.

The "Nuclear Regulatory Authority" (ARN) performs all the nuclear regulatory activities in Argentina. 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.

The goals set by this regulatory system are as follows:

– to provide people with an adequate level of protection against the damaging effects of ionising radiation,

– to ensure a reasonable level of radiological and nuclear safety in all nuclear activities performed in Argentina,

– to ensure that nuclear activities and materials are not diverted for unauthorised purposes and that nuclear activities are performed in compliance with all the international commitments assumed by Argentina, and,

– to establish criteria and standards to prevent commission of intentional events that may lead to severe radiological consequences or the unauthorised removal of nuclear or other materials and equipment of nuclear interest (physical protection).

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.

The full scope safeguards agreement (INFCIRC/435) “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.

Among its responsibilities the ARN must establish the terms and conditions and subsequently emit the operation licenses for each nuclear facility in Argentina.

In the framework of the organisations depending of the state, the management of the potential 2ky threat is centralised in Argentina by the Public Function Secretary who has required specific actions to the public organisms, among them to the ARN.

As a regulator organisation the ARN must ensure that all nuclear operators has an adequate strategy and action plan to deal with the 2ky issues in the areas of the nuclear safety, physical protection and safeguard. Taking into account the short time to reach the next millennium, the ARN has focused its efforts in the most critical areas in which the impact of the 2ky can directly affects the basics operations.

So ARN has establish a special team to regard that diagnostic and remediation action being planned and taken in the two NPPs stations: Atucha I and Embalse, particularly with respect to the SSSC. Between its generals missions and functions this team would:

- analyse and define the sources of potential issues (software, hardware, embedded systems etc.).

- make the requirements to the operators for checking the systems.

- make the control and auditing of the checking.

- analyse the results in order to ensure that the terms of the facility license will be compliance in the 2ky transition.

On the other hand the ARN must check that all its own systems and in particular those related with the State System of Accounting and Control (SSAC), will be 2ky ready.

2 - State System of Accounting and Control (SSAC)

The ARN has established a SSAC, which includes:

- an independent verification system based on national safeguards inspections which are classified in routine (interim and physical inventory verifications) design information verification and other inspections (special, audits, etc.).

- and a centralised accounting database of all nuclear materials in all nuclear activities performed in Argentina The centralisation of these information allows checking the coherence and consistency of the accounting data among the different “Material Balance Areas”.

The National Inspection effort and frequency are established taking essentially into account the type and complexity of the installation, the type and category of the nuclear material handled and the performance and adequacy of the operator’s accounting and control system (i.e. the nuclear material traceability through all operating and accounting information kept at the facility and the accuracy and precision of the facility’s measurement system).

The data collected during the inspections are gathered in an “Inspection Report” and used later on by the ARN to perform the corresponding evaluation.

Two computerised databases were implemented and put into operation by the ARN in 1996, in order to optimise the programming of the inspections and their evaluation and to improve the issuing and submission of the accounting reports.

- 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.

3 - Functions of the SCMN and SIS

Both databases are developed by a contractor 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.

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 in order to assign different levels of accessibility to each user.

Besides, each database has a consultation function based in a combination of logical propositions applied to the different fields, 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.

Regarding the SCMN, the software takes into account all the requirements arising from the safeguards agreements in force and allows defining the 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.

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 and are numbered automatically in a sequential form.

Before the output of the reports to be sent to ABACC and the Agency, the system verifies the content and the structure of some of the fields of those records, carries out a matching of the

whole domestic transfers between MBAs, verifies that the MBR are consistent with the consolidated data of the ICRs and the total sum of the PILs.

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 , the destructive and not destructive measurements and the list of seals forms Once the inspection is finished, all the gathered information is introduced in the SIS.

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.

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.

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, the SIS will automatically transfer all the discrepancies into the SCMN pending accounting list.

Foreseeing the future impact of the 2ky problem the ARN has specified to the contractor to avoid future changes in the software due to that issue. So, all the fields of both databases related with date support four digits for the year, as well as all the routines involving date (i.e. the sum of inventory change between two date, the inventory at the date of the current inspection) do not need any reprogramming.

Both systems are implemented in the central server of the ARN in a mainframe of Windows, which has been tested to be 2ky ready.

4 – Operators System (SOP).

In order to further improving the SSAC, the ARN has 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, would diminish the occurrence of errors in the records and reports, will allow the sending of reports by electronic means to the ARN and 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.

The software named "SOP" ("Operator's System") developed by the same contractor in FOX PRO for WINDOWS is actually being proved in some significant facilities.

The 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 (e.g. General and Subsidiary Ledgers and Transfer Documents as well as the itemised physical inventory listing) and reports (ICR, MBR and PIL). Therefore, the operator does not have easy access to change or alter the files.

Although SOP is prepared to manage four digits in the year fields, the software takes the data, for example the data of input the records in General Ledger,. the data of the physical inventory list, the data for the movement of items of stock, from the real internal clock (ROC) of the hardware where is installed.

In Argentina the nuclear material is distributed in a total of 44 facilities and LOFs subject to the State System of Accounting and Control applied by the Nuclear Regulatory Authority. The nu-

clear fuel cycle devoted to power generation comprises all facilities from uranium mining to nuclear power plants. Other facilities are research reactors, analitical, research and development laboratories and storages.

Due to the differences in the hardware resources of all the areas, the ARN is actually requiring to the operators that all the futures hostess of SOP be 2yk compatible. In addition, in cases in which the control of the stock has yet been made by a computer (i.e the NPPs or the fuel fabrication plant), the software of control would be linked to SOP and so the software and the hardware would had to support the 2ky transition.

5- The accounting systems in the NPPS Atucha I and Embalse.

Atucha I is 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. The rate thermal output is 1179 MW(th) with 357 MW(e).

The control of the NPP and the management of the fuel elements are made by a central server which has installed, among others, two software: PRODEC and PUMA

The management of the fuel elements is made by an on line program PRODEC in DBASE which allows to know on real time the physical place (fresh pools, spent pools, reactor core grid), potential history, content of uranium, U235 and plutonium, burn-up of each fuel element from its fresh state up to definitive storage in the spent pools. PRODEC allows to know in any time the inventory list and calculate the records for the General Ledger of Plutonium.

PUMA is written in FORTRAN and allows to know in each channel the axial neutron flux, taking into account the position of the control rods, the axial neutron flux. Those date are one of the input to PRODEC to possibility the calculation of burn-up, potential history and nuclear production.

The detectors in the refuelling machine send to the central server a signal in the moment in which is introducing a fresh or semispent fuel into the core, or changing a fuel of channel or taking off a fuel from the core. When the signal arrives to the server the Real Time Clock gives the data and hour to PRODEC and, if is an introduction, the operator manually input the identification of the fuel.

PUMA needs as input data from the flux detectors, the detectors of position of fuel rods, and reads the power from the central console. But in each case the date are manually entered.

So the operator actually is checking that the RTC is 2yk compatible making a progression in real time from 31/12/1999 up to 01/01/2000 and verifying that the 2000 year is a leap year. At the same time is verifying that there is no embedded system in the console central, refuelling machines, detectors of position of fuel rods which can influence the data.

Foreseeing the installation of the SOP in every facility, actually the ARN and the operator are analysing and trying to implement the links between SOP and PRODEC. The Transfer Documents for fresh fuels are one of the input date of SOP which would transfer these data to PRODEC. PRODEC allows to transfer to SOP the inventory list in any time and calculate the records for the General Ledger of Plutonium.

The situation in Embalse NPP is quite similar. Is a PHWR Candu type with 2015 MW(th) and 600 MW(e). It has also developed an appropriate system for controlling the NPP and the management of the fuel elements. The nuclear production is calculated by a software supplied by Canada: POWER PUFS-V.

The operator is now reviewing not only the national and supplied software and the hardware, but identifying all the embedding system supplied by the contractors that can affect the accounting systems.

6 - Conclusions and forecast

In the framework of the SSSC, the routine application of the SCMN and SIS has reduced significantly the errors in the reports sending to ABACC, the accomplishment of the specific deadlines in sending the reports has been improved dramatically and the prompt evaluation of the inspection results and the allocation of human resources has been improved.

The links between SCMN and SIS have also permitted a more efficient identification and resolution of some inventory or accounting problems and discrepancies.

As both systems were specified, developed and installed no problem with the 2yk transition is foreseen.

In a near future the ARN will request the implementation of SOP in all nuclear facilities. The ARN together with the operator is actually analysing 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.

Due to the narrow links between SOP and the operator's systems of control and accounting of nuclear material, particularly in the NPPs, the safeguards and no proliferation sectors of the ARN has focussed its efforts in implementing a project to detect the problematic points in the chain of accounting information, from the source data up to the reports, in order to require and help the operators to reach appropriate solutions.

Due to the few time up to the millennium the main goal were the two NPPs but in a near future the situation in the fuel fabrication plants and the conversion plants will be analyse in the same sense.

REFERENCES

Quadripartite Agreement, General Part Subsidiary Arrangements, Code 10.

National Standard AR.10.14.1. ARN. (1992).

Specification of the design of three databases, SCMN, SIS and SOP. ARN (1995).

SCMN, Manual for user. INVAP (1996).

International Remote Monitoring Project Embalse Nuclear Power Station, Argentina Embalse Remote Monitoring System

Schneider, S.L.; Glidewell, D.D.; Bonino, A.D.;
Bosler, G.; Mercer, D. Maxey, C.; Busse, J.;
Kadner, S.; White, M. and Rovere, L.

Presentado en: 40th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Material Management,
Phoenix, EE. UU., 25-29 julio 1999

INTERNATIONAL REMOTE MONITORING PROJECT EMBALSE NUCLEAR POWER STATION, ARGENTINA EMBALSE REMOTE MONITORING SYSTEM

Schneider, S.L.[1]; Glidewell, D.D.[1]; Bonino, A.D.[2]; Bosler, G.[3]; Mercer, D.[3]
Maxey, C.[4]; Busse, J.[5]; Kadner, S.[6]; White, M.[6] and Rovere, L.[7]

[1] Sandia National Laboratories, USA; [2] Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina; [3] Los Alamos National Laboratory, USA; [4] Oak Ridge National Laboratory, USA; [5] Department of Energy, USA; [6] Aquila Technologies Group (Canberra Co.), USA; [7] Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Material (ABACC)

ABSTRACT

The Autoridad Regulatoria Nuclear of Argentina (ARN), the International Atomic Energy Agency (IAEA), ABACC, the United States Department of Energy, and the US Support Program POTAS, cooperated in the development of a Remote Monitoring System for nuclear nonproliferation efforts. This system was installed at the Embalse Nuclear Power Station last year to evaluate the feasibility of using radiation sensors in monitoring the transfer of spent fuel from the spent fuel pond to dry storage. The key element in this process is to maintain continuity of knowledge throughout the entire transfer process. This project evaluated the fundamental design and implementation of the Remote Monitoring System in its application to regional and international safeguard efficiency. New technology has been developed to enhance the design of the system to include storage capability on board sensor platforms. This evaluation has led to design enhancements that will assure that no data loss will occur during loss of RF transmission of the sensors.

INTRODUCTION

BACKGROUND The Embalse Remote Monitoring System was a joint development effort between ARN of Argentina and the U.S Department of Energy National Laboratories. During the development, the IAEA was included in the final design process. This collaborative effort was to design and develop a remote monitoring system to monitor spent fuel transfers to dry storage silos. Radiation data, complimented by C/S data, provides the continuity of knowledge necessary for the IAEA inspectors to assure the integrity of the transfer process. The initial system of radiation sensors and a video camera was installed in April 1998. Evaluation of the system identified modifications, which would enhance the performance of the system.

SYSTEM UPGRADE

Hardware - Evaluation of sensor data from the initial system identified deficiencies in the quality of the data. The deficiencies were identified as follows: D1 does not provide enough data to verify the transfer of spent fuel, and the RF sensor data may be missing due to the RF transmission being interrupted or blocked.

Following the analysis of the data for D1, the conclusion reached by the IAEA determined that a gross gamma signal was insufficient to verify that bundles transferred into Flask #1 were spent fuel. Additional sensor data is required to provide the necessary confidence that only spent fuel is transferred into the flask. Two acceptable options were identified by the IAEA. Option one was to provide a gamma and a neutron signal for each bundle, or option two, to provide a gamma spectrum of the spent fuel bundle as it passes the sensor. Los Alamos and ARN studied each option and recommended option two, the gamma spectroscopy method. With the IAEA in agreement, LANL and ARN started to investigate various ways of installing sensors in the spent

fuel pond. Los Alamos selected a location where the sensors could be mounted, which would minimize the change in the path that the facility operator would have to move each bundle to gather the radiation data. The facility operator did not approve the Los Alamos location stating that they did not want to modify their current process of transferring bundles. The facility recommended that the sensor be installed between the turning table and the flask. Los Alamos and ARN reviewed the facilities recommendation and concluded that not enough data was available to conclude that credible data could be obtained from the sensor if it was mounted between the turning table and the flask. Los Alamos and ARN agreed that testing should be conducted during the upgrade of the ERMS in April 1999.

Evaluation of data from all RF sensors and a review of the operation of the sensors indicated that data might be lost should the RF communication between sensor and receiver be blocked. The IAEA stated the each sensor must be capable of storing all data when communications is disrupted and forwarding the data once communication is reestablished. The current technology used in the ERMS would not meet this requirement. The possibility to modify the current electronics to include this capability was investigated. The investigation revealed that it would not be cost effective to modify the current system. Sandia searched and identified a development effort underway at Sandia to design state of the art sensor platforms. Discussions revealed that the sensor platform being developed, with some modification, would meet the requirements to store and forward data. This was the course taken to upgrade the ERMS to meet IAEA requirements.

The modification of D1 is the responsibility of LANL and ARN. D2, D4 and the silo sensors were to be replaced with the new Electronic Sensor Platforms. The original LON network remains with only some software changes to allow the integration of the new ESP's and ESPI's.

Software – Modifying the hardware to store and forward data identified new software requirements. Data sent in the original system was time and date stamped after the Echelon node received it. In the upgraded system each sensor that stores data must time and date stamp each data message before it is transmitted to the ESPI. In addition each message sent must be authenticated. The software development plan generated identified all aspects of the event and Soh data messages that the new sensor platform would be sending. Time, date and authentication were designed into the message structure for each sensor platform. To authenticate the data Sandia decided to use the TEA authentication algorithm. This is a private key algorithm and was originally developed in the UK as an encryption algorithm. Sandia modified the algorithm to use as an authentication algorithm and to speed up key diffusion.

When sensor data communication occurs, only authenticated messages are accepted by the ESPI and passed on to the LON network. In the event that a message is not authenticated the ESPI will generate an authentication error message and the ESP will continue to send the message until it is authenticated. The interval at which a message is send to the ESPI is programmable and when the message is not authenticated it is stored until the next interval occurs for transmitting data.

All RF sensor platforms are equipped with software programmable thresholds. These thresholds are set to activate when this level is exceeded. D2 and D4 are programmed to record a Soh message every 20 minutes and are programmed so that when the threshold is exceeded the sensor will start recording event messages every 3 minutes. The sensor will continue to record at the 3-minute interval until the radiation level falls below the threshold level at which time the 20 minute Soh interval will take over.

Sensors D2 and D4 were designed to monitor a gross gamma signal through the heavily shielded walls of the transportation flasks. Sensor D2 is mounted on the lid of Flask #1, which moves between the spent fuel pond and the welding hot cell. This sensor must be waterproof since the lid is lowered into the water and onto the flask. While the lid is submerged, no RF transmission of the radiation signal is possible but once the lid has settled onto the flask radiation data is being gathered and stored in memory. Once the lid breaks the surface of the water, RF communication is established and all the stored data is transmitted to the ESPI. This sensor is also heavily shielded. The shielding inside the sensor housing protects the electronics when the lid is raised and the basket is moved from the flask to the welding table. During this

transfer the radiation level inside the welding hot cell may reach into the 1000 s of Rads. Each ESPI is connected to the Echelon LON network. Sensor D4 monitors the radiation signal on Flask #2, which transports the welded baskets from the hot cell area to the silo field. Sensor D4 is similar in functionality to D2 in that it also records Soh messages at a 20-minute interval and also records event data at a 3-minute interval once the threshold is exceeded. The difference with this sensor is that it is neither waterproof nor heavily shielded.

Sensors D5 – D8 were designed to fit inside a 2-inch diameter instrumentation tube. Each Embalse silo has two instrumentation tubes. The original system allowed for one sensor per silo instrumentation tube. The new sensor platforms allow two sensors to be installed in each instrumentation tube. These sensors are installed in a staggered mode to provide directional data during transfers. Software design for these sensors is different from sensors D2 and D4. As each basket is lowered into the silo the background radiation level increases. To prevent this sensor from constantly transmitting messages at a 2-second interval the program must be capable of adjusting to the changes in the background level of radiation. As each basket is inserted into the silo a new background level must be established and the threshold raised to prevent the sensor from sending data at an accelerated mode. Sensors D5 – D8 are programmed so that when the threshold is exceeded, the sensor changes from Soh mode to event mode and transmits messages at a 2-second interval. This mode is maintained for 2 minutes while the radiation data is transmitted to the ESPI. After two minutes, the software starts checking for a new background level. If the radiation level is relatively constant the sensor reverts to the Soh mode. Soh messages are send at 6-hour intervals for all silo sensors.

Installation - The system was designed to have each Electronic Sensor Platform (ESP) communicate with a dedicated Electronic Sensor Platform Interrogator (ESPI). The ESPI's were mounted in a configuration, which minimized the work required to change out the original system receivers. The ESPI's were mounted on plates, which allowed the original housings to be used for the new electronics. ARN personnel were instrumental in accomplishing the removal of the original system hardware and the installation of the new hardware. The silo sensor ESPI hardware was replace first so that the silo sensors could be tested. Oak Ridge prepared each silo sensor according to the installation plan. The first two silo sensors were installed to monitor the transfer and test the communication between the ESP and ESPI. Silo sensor data was being received during the transfer of the baskets. Once the silo was completely full, the silo sensors had to be moved to the next silo.

The ESPI's for D2 and D4 were installed in the hot cell room. The ESP's for D2 and D4 were setup, tested and installed on the appropriate flask. Some minor problems were encountered but resolved and the system was operational at the end of the installation. The final phase of the installation was to test the entire system. All sensors and ESPI's were functional and the data was collected and transferred to the MOS/MUX server. This data was then transferred to the server at Ezeiza.

Data Evaluation – Data was received from the Embalse server during the fuel transfer campaign. This data is currently being evaluated and preliminary results indicate that the system is functioning according to design. Since the new D1 sensor was not available, data from the original sensor platform was collected. This data was similar to the data collected in the year. With the use of the new sensor platform, data reported must be converted to radiation units and analyzed. The following figures show some of the sensor data in graphic form and the typical radiation profiles.

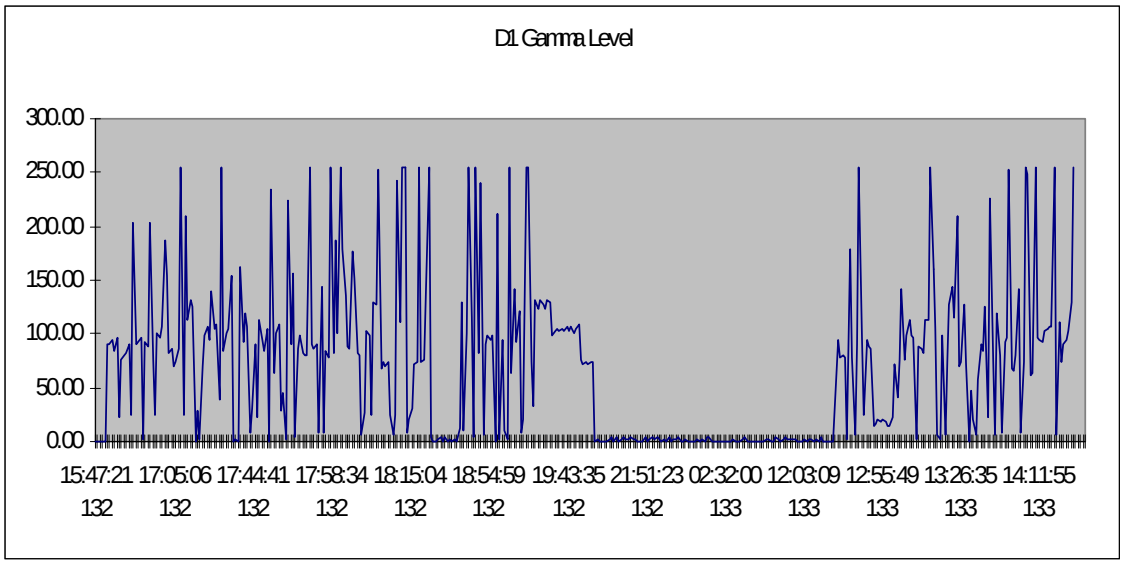


Figure 1. Data from sensor D1 shows individual bundles being transferred from the turning table to the flask.

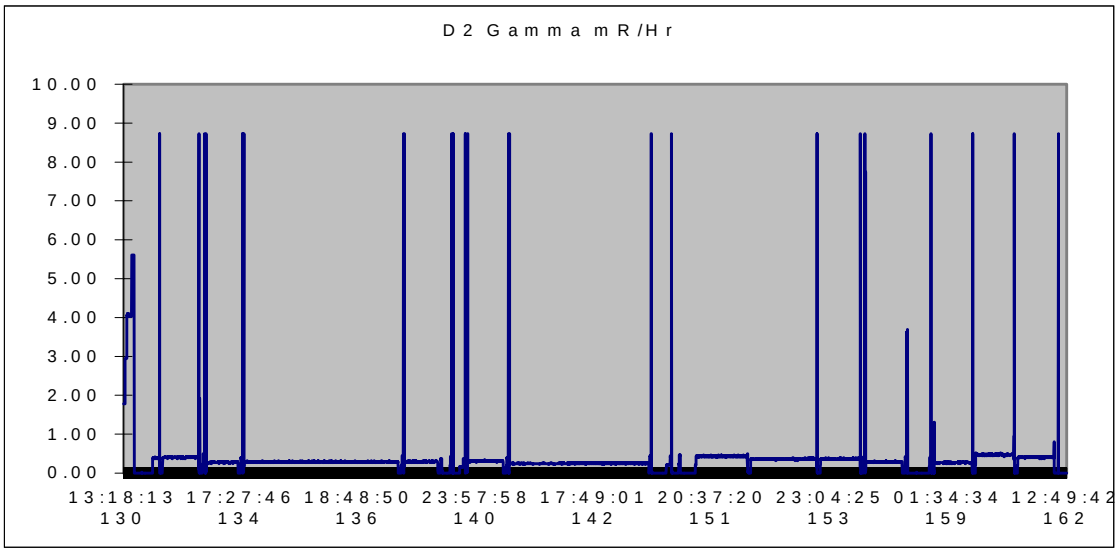


Figure 2. Data from sensor D2 shows the flask transfer from the spent fuel pond into the welding hot cell.

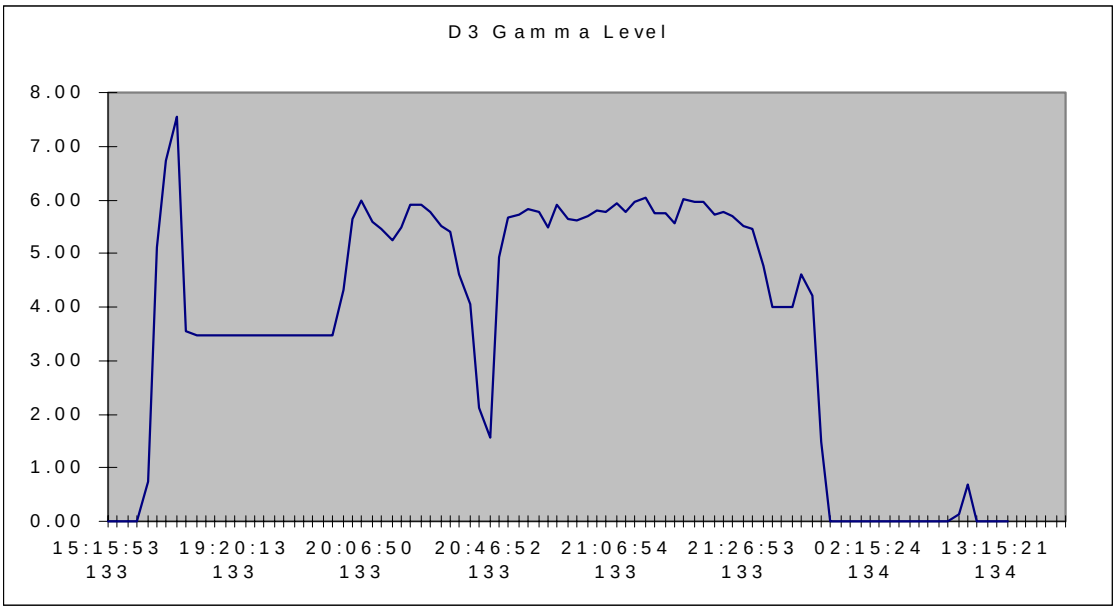


Figure 3. Data from sensor D3 shows the gamma signal inside the welding hot cell. The graph shows the lid being raised from the flask, the basket being raised and moved to the welding table, and then the raising of the welded basket into flask #2.

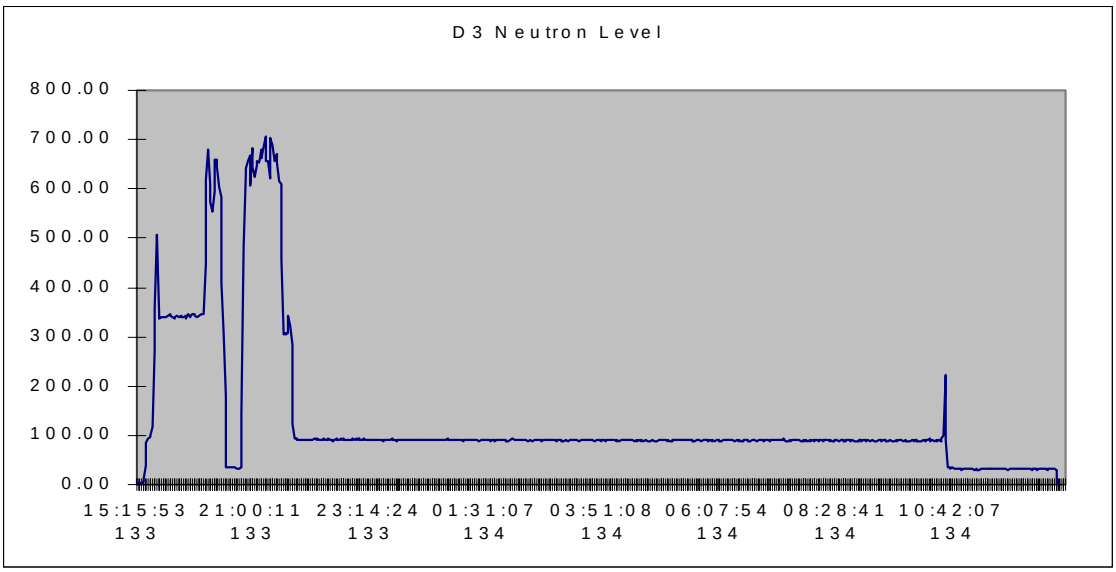


Figure 4. Data from sensor D3 shows the neutron signal as flask #1 is transferred from the spent fuel pond into the welding hot cell, as the lid is raised, as the basket is moved from flask #1 to the welding table and as the basket is raised into flask#2.

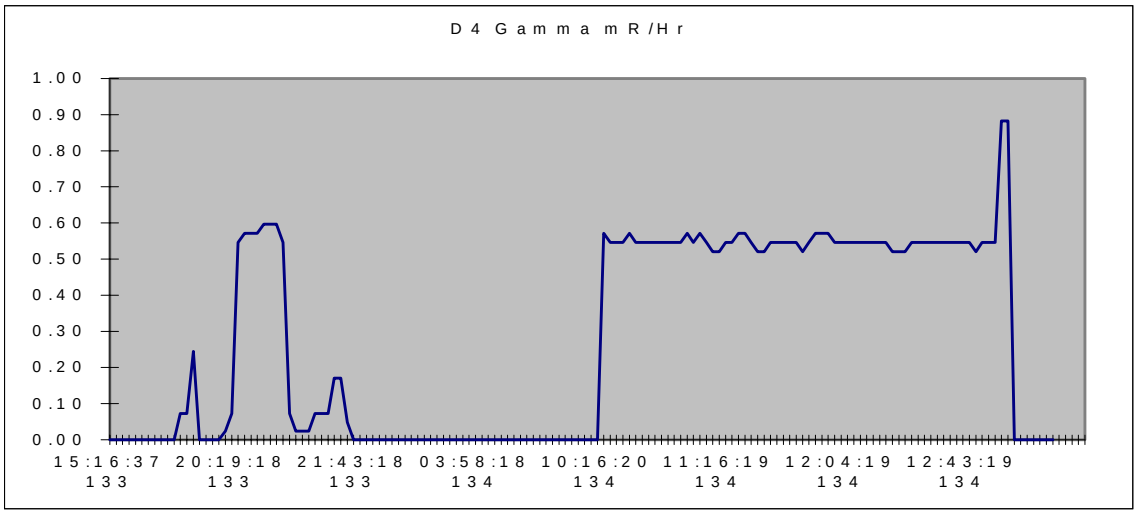


Figure 5. Data from sensor D4 shows the welded basket being raised into flask #2, transported to the silo field, and lowered into the silo.

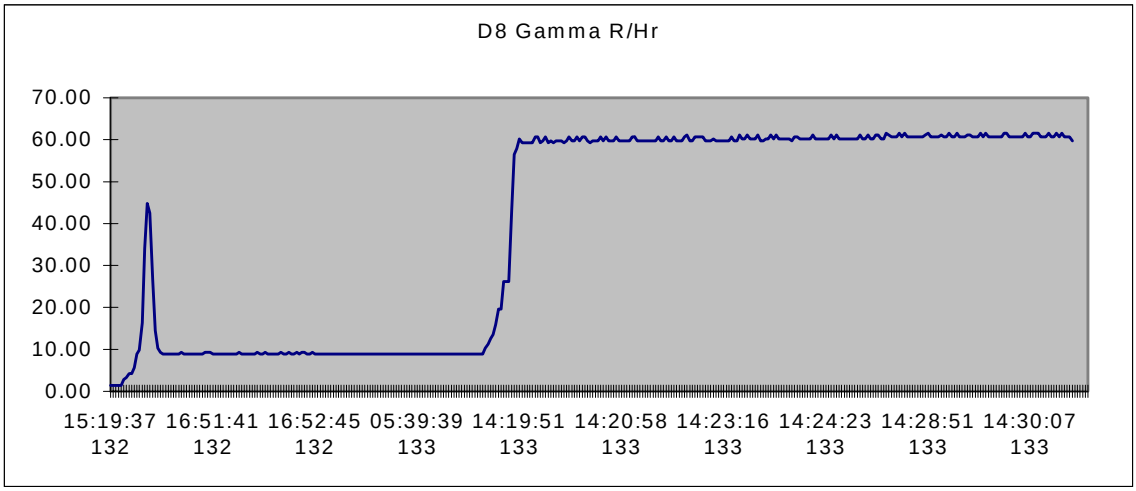


Figure 6. Data from sensor D8 shows the insertion of two baskets. The last basket that was inserted was basket #8. This sensor is positioned about 50 cm lower than sensor D7 and is in the same location as basket #8.

Análisis y propiedades del suero esterilizado por radiaciones ionizantes

Michelin, S.C.

Presentado en: Seminario sobre Suero bovino y derivados para uso en cultivos celulares: contaminantes virales. Radioesterilización como alternativa.
Buenos Aires, 3 agosto 1999

ANÁLISIS Y PROPIEDADES DEL SUERO ESTERILIZADO POR RADIACIONES IONIZANTES

Michelin, S.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

El mantenimiento de células animales in vitro requiere un sistema de cultivo que reproduzca tanto como sea posible, las condiciones (pH, temperatura, concentración salina, concentración de aminoácidos, vitaminas, etc.) que existen *in vivo*.

Entre los componentes de cultivo, el suero es uno de los principales, y si bien actualmente existen medios de cultivo libres de suero que permiten el crecimiento de algunos tipos celulares, éste no ha podido ser reemplazado definitivamente ya que su compleja composición aporta los ingredientes indispensables (hormonas, minerales, factores de crecimiento, etc.), necesarios para el crecimiento de la mayoría de las células.

La eliminación o inactivación de bacterias, virus y micoplasmas contaminantes del suero es de gran importancia y ha sido motivo de numerosas experiencias y desarrollos tecnológicos.

Entre las medidas para reducir esta contaminación debemos considerar primeramente la selección de la fuente de suero. Esto permite asegurar, casi con certeza, la ausencia de algunos virus.

Luego de obtenido el suero, la ultrafiltración ha sido el método tradicional para la eliminación de microorganismos y en los últimos años la aplicación de las radiaciones ionizantes para la inactivación de hongos, bacterias, virus y micoplasmas ha demostrado ser una interesante alternativa.

El propósito de este trabajo es describir brevemente los resultados de un procedimiento alternativo para la esterilización de suero en estado congelado, utilizando radiaciones ionizantes.

Se utilizó sangre de fetos bovinos que se extrajo por punción cardíaca y luego de obtenido el suero, éste se mantuvo a –20 ºC hasta el momento de la irradiación. La irradiación se realizó a –78 ºC con una fuente de ^{60}Co en la planta de irradiación de la Comisión Nacional de Energía Atómica con dosis de 25, 32 y 50 kGy. La utilización de una fuente de ^{60}Co de una energía máxima de 1,33 MeV asegura que no se indujo actividad en la muestra.

La irradiación se realizó en estado congelado para minimizar el efecto secundario debido a la difusión de los radicales libres.

Los resultados presentados en este trabajo corresponden a una dosis de 25 kGy, la cual demostró ser efectiva para la eliminación de los contaminantes presentes en el suero sin alteraciones en la capacidad nutritiva del mismo.

Luego de la irradiación con 25 kGy se determinaron las propiedades físico-químicas representadas en la Tabla 1.

Tabla 1. Propiedades físico-químicas del suero irradiado y no irradiado

	PH a 25 Co	**Proteínas totales g/dl**	**Hemoglobina mg %**	**Osmolaridad mOsm kg H20**
No irradiado	7,4 ± 0,2	3,6 ± 0,2	5,5 ± 0,3	289 ± 15
Irradiado	7,3 ± 0,2	3,3 ± 0,2	5,3 ± 0,3	315 ± 18

Con el objeto de poder analizar las posibles degradaciones o alteraciones de las proteínas del suero irradiado, se determinaron las concentraciones de las diversas fracciones proteicas por electroforesis en acetato de celulosa y en geles de poliacrilamida.

En la Tabla 2 se comparan las concentraciones de las diversas fracciones proteicas del suero irradiado y no irradiado determinado por electroforesis en acetato de celulosa.

Tabla 2. Concentraciones de las fracciones proteicas del suero irradiado y no irradiado.

	No irradiado		**Irradiado**	
Fracción proteica	**g/dl**	**%**	**g/dl**	**%**
Proteínas totales	3,13	100,0	3,22	100,0
Albúminas	2,50	79,9	2,56	79,5
Globulinas	0,63	20,2	0,66	20,5
$\alpha 1$	0,04	1,3	0,04	1,2
$\alpha 2$	0,50	16,0	0,52	16,2
β	0,09	2,9	0,10	3,1
γ	0,00	0,0	0,0	0,0

TEST MICROBIOLÓGICOS

La presencia de bacterias y hongos en los sueros irradiados se determinaron utilizando los medios de cultivo convencionales.

Para confirmar la inactivación de micoplasmas a las dosis utilizadas, el micoplasma orale se incubó en medio de cultivo específico para micoplasmas. Luego de dos subcultivos una fracción es irradiada, otra diluida en suero y luego irradiada y otra mantenida como control sin irradiar. Luego de 5 días de incubación no se observaron colonias en las muestras irradiadas.

En la Tabla 3 se resumen los resultados de inactivación de micoplasma.

Tabla 3. Inactivación de micoplasma por radiaciones ionizantes

Micoplasma	**Irradiación (25, 32, 50 kGy)**	**Colonias**
M. Orale	No	Si
M. Orale	Si	No
M. Orale + SFB*	Si	No

* SFB: Suero fetal bovino

Para confirmar la inactivación viral por radiaciones ionizantes, la cepa A del virus de la fiebre aftosa (FMDV) y la cepa Los Angeles del virus herpes bovino-1 (BHV-1), agregados al suero en una concentración final de 104 UFP/ml y luego irradiado. No se observó efecto citopático sobre células de la línea Madin Darby Bovine Kidney (MDBK) y Baby Hamster Kidney (BHK 21 C-13) utilizando los medios de cultivo con una concentración del suero irradiado al 10%.

Se realizó además la detección del virus de la diarrea bovina (BVD) por técnicas de inmunofluorescencia y del virus parainfluenza (Pl3) sobre la línea de células de testículo bovino (FTB) por técnicas de hemoadsorción luego de 3 pasajes ciegos sucesivos, no detectándose la presencia del virus.

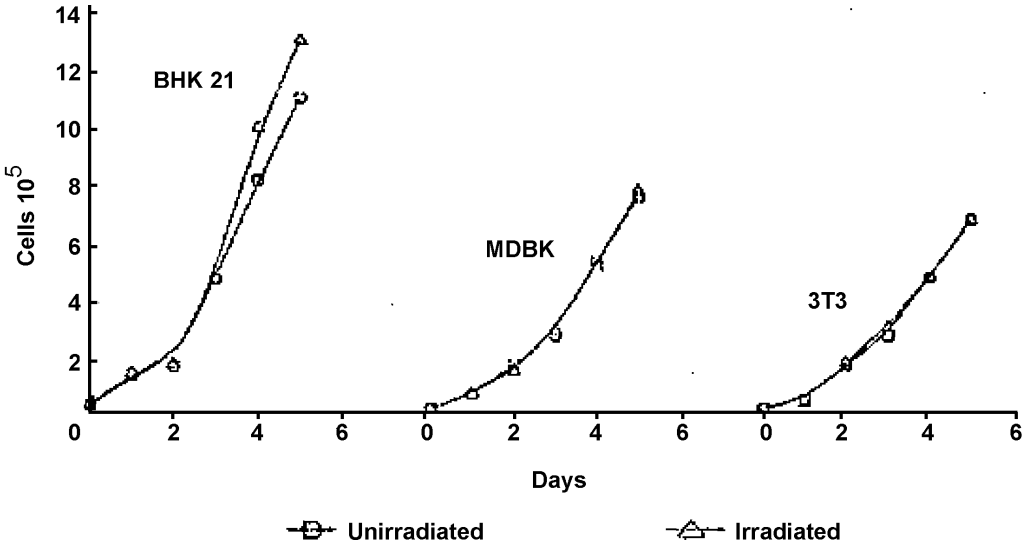
CURVAS DE CRECIMIENTO, EFICIENCIA DE CLONADO Y METABOLISMO CELULAR

Curvas de crecimiento

Se utilizaron células de las líneas BHK 21 C-13, MDBK y 3T3 para la realización de la curva de crecimiento celular y para análisis de cambios morfológicos o efectos citotóxicos.

Estas células fueron mantenidas durante 7 pasajes con medios de cultivo conteniendo 10% de suero irradiado.

En la Figura 1 se representan las curvas de crecimiento.



Eficiencia del clonado

Se determinó la eficiencia del clonado utilizando una línea de mieloma (P3X63-Ag 8653) sembrando 1 y 5 células por well en multiwell de 96 con concentraciones del 5 y 10% de suero irradiado y no irradiado.

La eficiencia de clonado se expresa como el número de well con células sobre el total de well sembrados por 100.

En la Tabla 4 se expresan los valores de eficiencia de clonado para las distintas concentraciones de suero irradiado y no irradiado.

Tabla 4. Eficiencia de clonado de las células P3X63-Ag 8653

	SFB 5% Irradiado	SFB 10% Irradiado	SFB 5% No irradiado	SFB 10% No irradiado
1 célula por well	33,5	71,4	29,1	62,5
5 células por well	81,2	96,5	79,1	91,6

Metabolismo celular

Se estudiaron las posibles alteraciones del metabolismo celular mediante la incorporación de ^{35}S metionina y posterior análisis de las proteínas celulares por electroforesis en geles de poliacrilamida.

En la Tabla 5 se expresan las actividades incorporadas utilizando medios de cultivo con suero irradiado y suero no irradiado.

Tabla 5. Incorporación de (S)metionina en células MDBK en presencia de suero irradiado y no irradiado

Tratamiento	**Actividad (cpm/cel)**
MDBK – 5% SUERO IRRADIADO	6,9 ± 0,7
MDBK – 5% SUERO NO IRRADIADO	6,7 ± 0,7
MDBK – 10% SUERO IRRADIADO	7,7 ± 0,8
MDBK – 10% SUERO NO IRRADIADO	7,4 ± 0,8

CONCLUSIONES

La radioesterilización del suero por radiaciones ionizantes es una alternativa válida para la inactivación de bacterias, virus y micoplasmas sin afectar las propiedades nutritivas del mismo.

BIBLIOGRAFÍA

1. Lombardo, Jh.; Fernandez Degiorgi, C., Quattrini, D.; Michelin, S.; Smolko, E. *Sera Radiosterilization: Studies and Application.* Radiat. Phys. Chem. 45: 275-281, 1995.

Diffusion Model for the Oxidation of Zircaloy-4 at 400ºC in Steam. The Influence of Metallurgical Structure (Precipitates and Grain Size)

García, E.A. and Béranger, G.

Presentado en: Journal of Nuclear Materials, vol. 273, no. 2, p. 221-227, 1999

DIFFUSION MODEL FOR THE OXIDATION OF ZIRCALOY-4 AT 400ºC IN STEAM. THE INFLUENCE OF METALLURGICAL STRUCTURE (PRECIPITATES AND GRAIN SIZE)[1]

García, E.A.* and Béranger, G.**

* Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

** Département de Génie Mécanique, Université de Technologie de Compiègne, LG2mS
Francia

Abstract

A model for simulating the oxidation of Zircaloy-4 (Zry-4) in steam at 400°C with different precipitate and grain sizes is presented. The model combines diffusion with interconnecting porosity, defines an interface with discrete propagation in time and is able to reproduce the experimental kinetics. It has been possible in this way to establish a correlation between the parameters responsible for the oxide behaviour (protective or not) and the metallurgical characteristics of the metallic substrate. © 1999 Published by Elsevier Science B.V. All rights reserved.

1. Introduction

The kinetics of high temperature oxidation of Zirconium in an oxidizing gas atmosphere (oxygen, carbon dioxide gas or steam) exhibit successive regimes. The first regimes are in general of parabolic type and later change to 'pseudo-linear' regimes (a series of short parabolic regimes that can be approximated to an average linear regime). Sometimes, only a parabolic regime is observed, after a short initial period related to the establishment of stationary conditions where the kinetics are described as being of cubic type. The transition between the parabolic and linear regimes is described as 'break-away' and is associated with mechanical modifications of the protective scale formed during oxidation. Simultaneously, with the growth of the oxide layer, dissolution of oxygen occurs in the underlying metallic substrate, the α-phase; this oxygen insertion causes brittleness of the oxygen–zirconium solid solution. These two phenomena were intensively studied in terms of diffusion.

The different transitions mentioned above are related to the oxidation conditions (temperature, atmosphere) and to the different metallurgical characteristics of the alloy, as shown in Fig. 1. For oxidation tests on Zircaloy-4 alloy at 400°C in 10.5 Mpa steam, the thermogravimetric curves are all qualitatively similar, but with marked quantitative differences. The transitions are associated with a more or less complex interconnected porosity (InP) perpendicular to the metal surface. It is well-known [1,2] that small pores are generated in the growing oxide scale during the high temperature oxidation of zirconium alloys. The reason why the isolated porosity (IsP) eventually becomes interconnected is not well understood. It may be associated with rapid crack propagation, due to a high stress level in the growing oxide, induced by the volume expansion associated with the formation of the oxide from the metal (the Pilling and Bedworth ratio is 1.56 for the zirconia/zirconium system). However, the oxide is consequently mainly in compression, at least as regards the inner part, and for this reason it is difficult to explain the cracking on this basis. Another possibility is the growth of oxide grains from small grains near the oxide/metal interface to large oriented columnar grains, as the time spent at the oxidation temperature increases [3].

[1] Trabajo recibido el 13 de noviembre de 1997 y aceptado el 2 de noviembre de 1998.

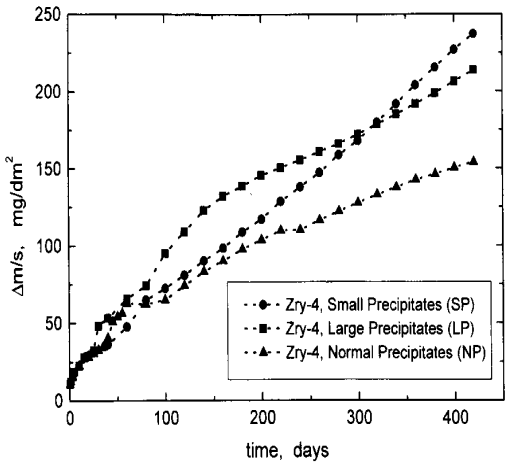


Fig. 1. Experimental oxidation kinetics for Zircaloy-4 at 400°C in steam; with small (SP), large (LP) and normal (NP) precipitate sizes.

Growth of the oxide scale is controlled by the inward diffusion of oxygen through the oxide, the oxidation reaction taking place at the oxide–metal interface. The growth of grains with certain orientations at the expense of others, leading to a textured columnar grain structure, could be the reason for the generation and coalescence of pores in a given direction. The time at oxidation temperature is the reason why InP phenomena are also related to the oxide layer thickness.

The stresses and their effects have been discussed elsewhere, and may have different origins [4]. For example, the stresses can induce phase transformation in the zirconia, which exists in different allotropic forms, such as the tetragonal → monoclinic transition associated with a very large volume change. Several qualitative models have been proposed to describe the cracking and porosity phenomena that produce InP, together with their consequences [5].

This paper presents a diffusion model (Fig. 2), which assumes that a large amount of porosity is generated during initial oxide growth. Possibly due to the time at temperature of each oxide grain created at the oxide/metal interface, some grow at the expense of others and form columnar grains (Fig. 2(a)). At some point, possibly related to the oxide layer thickness or to the number of heating and cooling cycles, the porosity suddenly becomes interconnected (Fig. 2(b)). This fact can be considered by defining a new interface InP/IsP that propagates at high speed. The InP is initiated at the surface when the scale reaches a given thickness propagating in a direction normal to the oxide surface towards the oxide/metal interface. Up to a certain depth in the oxide, at a distance of several microns from the oxide/metal interface, the InP region becomes less protective because of short-circuit paths. The remaining IsP is then the only protective oxide layer. The oxygen concentration gradient in the InP region is very small on average and zero along the interconnecting porosity. In Fig. 2(b), the average gradient is plotted. The InP region is located between ξ_0 and ξ_a with a small average concentration difference $C_1 - C_a$. The IsP region between ξ_a and ξ_1 shows the largest concentration difference in the oxide, $C_a - C_2$. When the remaining IsP region has reached a certain thickness, the interconnecting process restarts (Fig. 2(d)). The mechanism is then repeated, and a new IsP region is developed (Fig. 2(e)). This process will continue up to the break-away represented by a linear behaviour in the kinetic curve. Because this is a continuous gradient in the oxygen concentration profile in the oxide as a function of depth before the break-away (Fig. 2) the total oxide layer IsP + InP becomes substoichiometric. Since the concentration varies from the maximum value C_1 (the only stoichiometric value at ξ_0) to C_2, the minimum substoichiometric value at 400°C, this means that the oxide layer is of the black type.

The purpose of the present paper is to propose a model where the diffusion characteristics are considered but in which the InP phenomena are also taken into account. The aim of this work is to compare the experimental results obtained at 400°C on different Zircaloy-4 substrates to the data calculated by modelling.

The model could also be extended and applied to the case where a simple cracking phenomenon is occurring (as assumed by some authors for describing the 'break away' in terms of mechanical and morphological changes).

2. Experimental procedure

Zircaloy-4 typically contains (Table 1) tin and oxygen which stabilise the α-phase of zirconium and iron and chromium which stabilise the β-phase. Moreover, iron and chromium combine with zirconium to form the intermetallic compound $Zr(Fe,Cr)_2$ [6].

The present work is based on the experimental results obtained by discontinuous testing in an autoclave. To measure the weight gain of the samples at different times, the autoclave cooled down and the samples removed. The successive cooling and heating cycles are able to induce extra stresses between the oxide layer and the metal. However, although this represents an additional disturbing effect in the experiments, these conditions more closely simulate the situation of Zry-4 claddings in a nuclear power plant, with repeated shut downs.

The oxidation kinetics of Zircaloy-4 were studied at 400°C in steam at a pressure of 10.5 Mpa. The samples were previously heated in different conditions in order to obtain different grain and precipitate sizes (Table 2).

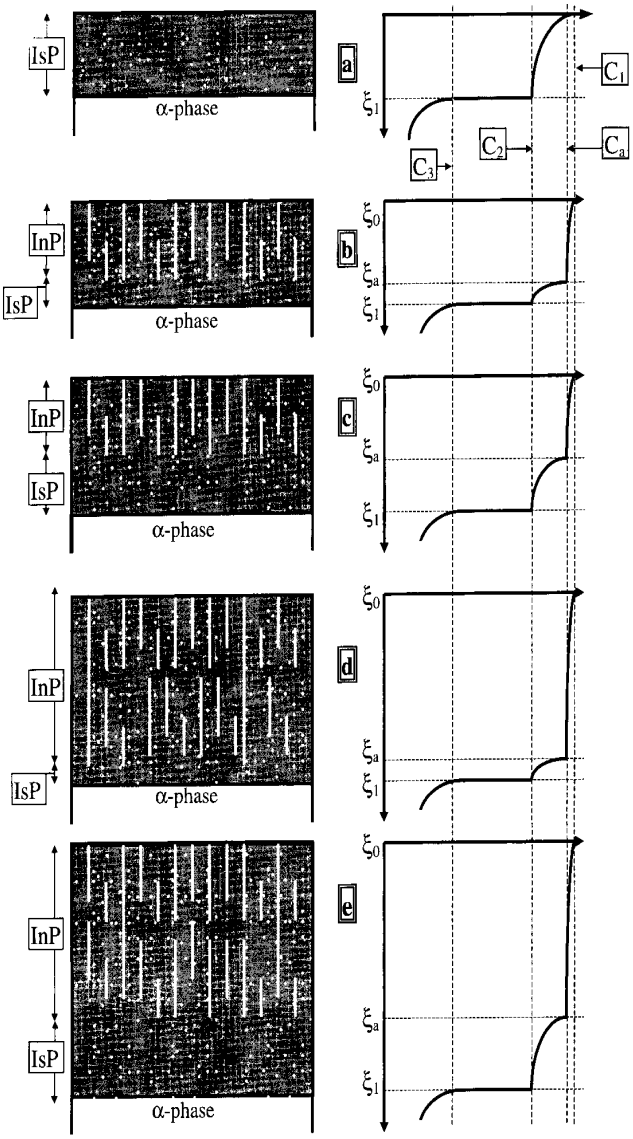


Fig. 2. Successive steps of Zry-4 oxidation. Schematic representation of the proposed simulation model (left), oxygen concentration profile as a function of penetration from the surface (right). For each representation the gas is at the top and the metal at the bottom. (a) First oxide layer formation with IsP (Isolated Porosity). (b) Rapid porosity interconnection up to a certain distance from the oxide/metal interface, defining a region of InP (Interconnecting Porosity) and a certain remaining IsP region. (c) Growth of the IsP region up to a given thickness, the InP region remaining at the same depth. (d) New rapid porosity interconnection up to a certain distance from the oxide/metal interface, defining a large region of InP and a small IsP region. (e) Growth of the IsP region, the new large region of InP conserving constant thickness.

Table 1

Sn (wt%)	Fe (wt%)	Cr (wt%)	O (wt%)
1.2–1.7	0.18–0.24	0.07–0.13	0.08–0.015

3. Diffusion model

To explain the different thermogravimetric results, related to the morphological and structural modifications already mentioned, a simple model is proposed. The model considers both bulk diffusion and short-circuit paths due to a phenomenon that interconnects the oxide porosity [1,7]. To simplify the model, it is considered that the bulk diffusion coefficients in the zirconia layer are not influenced by the phase modifications (allotropic changes).

The short circuit diffusion in the InP region is extremely fast. As a first approximation, in order to simplify the calculation, it is assumed that the concentration $C_a = C_1$ at ξ_a (Fig. 2(b)–(e)). This means that the point where the gas and the oxide are in equilibrium moves

Table 2

Sample	Sample treatment	Precipitate size (μm)	Grain size (μm)
Small precipitates (SP)	Quenched from 1030°C in water then rolled at 500°C	0.03	3 to 5
Normal precipitates (NP)	Recrystallized 3 h at 650°C	0.13	11 to 16
Large precipitates (LP)	Recrystallized 3 h at 650°C and then annealed 50 h at 780°C	0.33	65 to 130

from the external surface into the oxide, Fig. 3. This movement occurs at high speed (10^{-4} cm/s) due to the rapid diffusion once the porosity is interconnected. Consequently, the oxygen flux in the IsP region increases as the InP/IsP interface (ξ_u in Fig. 2) propagates:

$$J_{\xi_1}^{-} = -D^{ox}\left(\frac{dc}{dx}\right)_{\xi_1^-} - \left(\frac{dc}{dx}\right)_{\xi_1^-}^{t_a} < -\left(\frac{dc}{dx}\right)_{\xi_1^-}^{t_b}$$

and $$-\left(\frac{dc}{dx}\right)_{\xi_1^-}^{t_c} < -\left(\frac{dc}{dx}\right)_{\xi_1^-}^{t_d}$$

then $J_{\xi_1^-}(t_a) < J_{\xi_1^-}(t_b)$ and $J_{\xi_1^-}(t_c) < J_{\xi_1^-}(t_d)$ in the IsP phase, where $t_a < t_b$ and $t_c < t_d$ at the ξ_1 interface (Fig. 2). The oxidation process accelerates, during the extension of the interconnecting porosity associated with a rapid increase in the mass of absorbed oxygen, as it is observed in the rate curve.

The movement of the InP/IsP interface will start at a given time t_i, related to the thickness of the oxide layer and possibly to the number of heating and cooling cycles. At each point when the porosity becomes interconnected, a rapid change in the kinetics curve is observed (Fig. 3(a)). The corresponding times t_i can then be accurately determined from the rate curve. The interconnections will propagate very fast, to a given depth ω_i, leaving a region of oxide thickness d_i, with IsP near the oxide/metal interface. The interconnection process then stops and a new oxidation step starts immediately, generating a new region of IsP growth, with the same mechanism and similar consequences and so on, the phenomenon occurring repeatedly.

For example, Fig. 3(b) schematically shows the oxygen profiles in the case of three steps of InP. This Fig. 3(b) also shows the successive positions of the interface ξ_i, with respect to the oxide/metal interface. Fig. 3(a) shows the corresponding position of ω_i, the interface between oxide with InP and oxide with IsP at the instant t_i when the interconnection process stops. This interface remains stationary up to the instant t_{i+1} when a new interconnection process starts.

With a previously developed code [8], involving solutions of Stefan's multiple interface problem, the kinetic curves were calculated from the present model. There are three types of interface (Fig. 3(b)). The gas/oxide interface, where the concentration is always C_1, corresponds to ZrO_2. The ξ_i interface is a typical Stefan interface, where oxygen mass is conserved through the

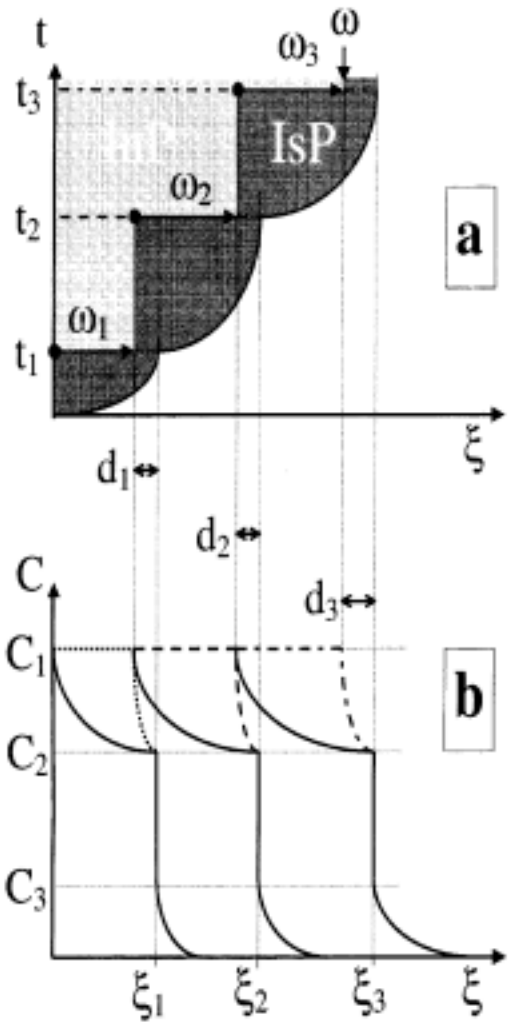


Fig. 3. (a) ξ (oxide/metal interface position) and ω (InP/IsP interface position) vs. t (time): short circuit path development ω_3 showing stopping of the InP/IsP interface at (ω_1, ω_2, and ω_3) for times (t_1, t_2, and t_3). At time t_3 the total interconnecting porosity region is $\omega_1 + \omega_2 + \omega_3 = \omega$. (b) C (oxygen concentration) vs. ξ_i (oxide/metal interface position) at different times, t_i: schematic representation of oxidation shown in Fig. 2 where $C_o = C_1$. The minimum thicknesses of the IsP regions (d_1, d_2, and d_3) after the porosity interconnection process at different times (t_1, t_2, and t_3) are shown, together with the corresponding oxide/metal interface positions (ξ_1, ξ_2, and ξ_3) during the repetitive diffusion process.

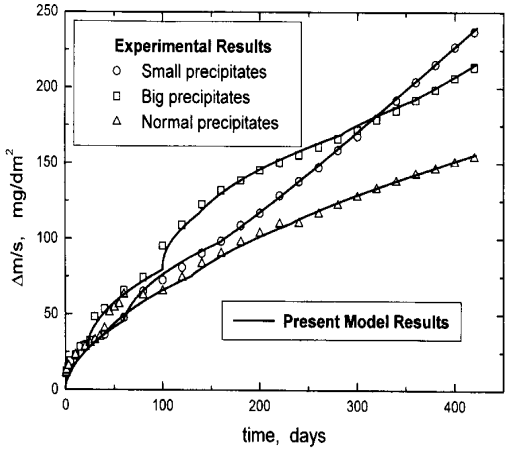


Fig. 4. Comparison between experimental and calculated kinetics.

C_2 to C_3 step. The ω interface, InP/IsP, is the interface corresponding to the average depth of the InP region in the oxide. The oxygen mass does not remain constant across this interface and in this sense it is similar to the gas/metal interface, but with movement inside the oxide.

The input data for the code are:

- Zero velocity for the oxide/metal interface,
- Velocity zero or V for the ω interface, Fig. 3,
- The typical Stefan equation for the ξ_2 interface, for all times, Fig. 2,
- Velocity V of the ω interface when it starts to move, at time t_i,
- The oxygen diffusion coefficients D_i in the oxide phase (IsP) and the α-phase,
- The equilibrium concentrations C_i at the interfaces, for each phase.

The oxygen diffusion coefficients in the oxide, D_{oxide}, and in alpha phase, D_α, and the concentrations at the interfaces C_1, C_2 and C_3, are available in the literature. An approximate value for t_i is obtained from the experimental data.

The fit between the theoretical and the experimental kinetics curves depends on the oxygen diffusion coefficients in the oxide. In the case of the first portion of the curve (first 'parabola'), the same value: $D_0^{ox} = 1.563 \times 10^{-13}$ cm^2 s^{-1}, was found for the three types of sample. This value differs from that reported for pure zirconia [9] by a factor 0.2. On the contrary, the values of the oxygen diffusion coefficient in the α-phase, D_0^α, and the values of the interface concentrations are the same as those determined for pure zirconium. The low value of the diffusion coefficient, $D_0^\alpha = 1.061 \times 10^{-16}$ cm^2 s^{-1} at 400°C enables it to be considered to be zero in comparison to the oxygen diffusion coefficient in the oxide. The sets of t_i and d_i values then completely define the kinetic curve.

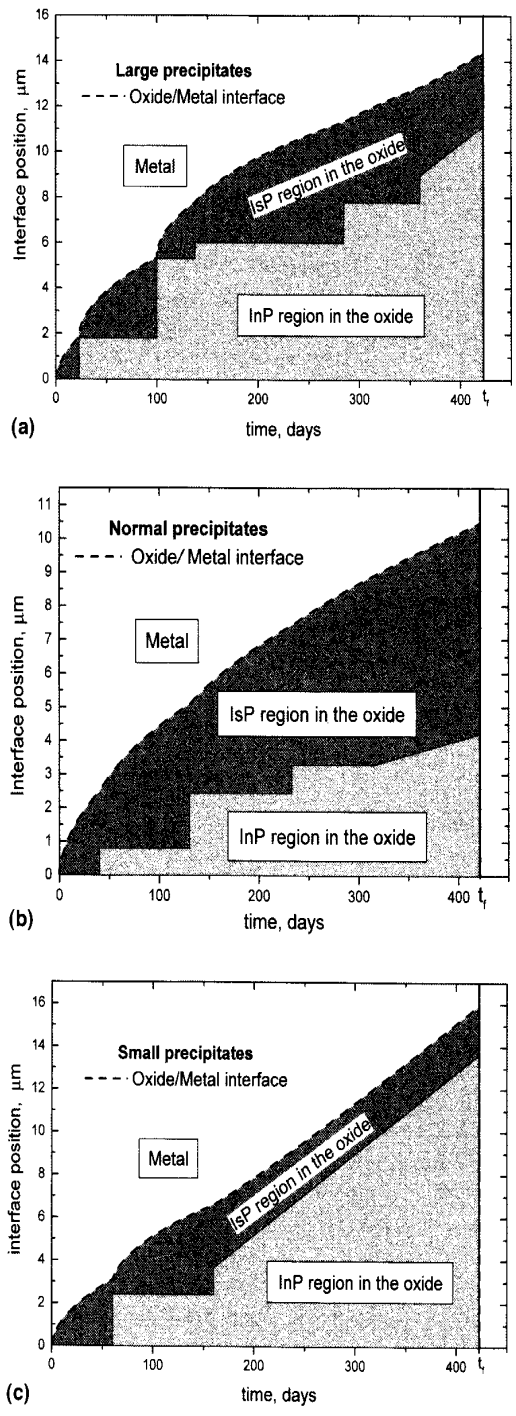


Fig. 5. (a) Metal/oxide interface and InP/IsP interface positions in the case of large precipitate samples (LP). (b) Metal/oxide interface and InP/IsP interface positions in the case of normal precipitate samples (NP). (c) Metal/oxide interface and InP/IsP interface positions in the case of small precipitate samples (SP).

Table 3

Sample type	Precipitate size (μm)	t_i (d)	ω_i (μm)	d_i (μm)	$100\ d_i/\omega_i + d_i$ (%)	$\omega_i + d_i$ (μm)	Number of cooling and heating cycles
LP	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		Linear		–	–
NP	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		Linear		–	5
SP	0.03	60	2.4	0.6	21	3.0	5
		160	1.3	2.9	70	4.2	5
		160		Linear		–	–

Table 4

Sample type	V (cm/s)
LP	4×10^{-11}
NP	1×10^{-11}
SP	4.4×10^{-11}

4. Results and discussion

The present paper has a dual objective:

- to propose a model with coefficients that can be adjusted to simulate the complex oxidation kinetics of Zircaloy-4 in steam at 400°C,
- to use the model to obtain information concerning the influence of the metallurgical characteristics of Zircaloy-4 on the oxidation kinetics, and especially on the mechanical and physical features of the oxide layer.

The precipitate and grain sizes in the metal are assumed to have no influence on the oxygen diffusion coefficient in the oxide. For this reason, only one oxygen diffusion coefficient D_0^{ox} is imposed for the three experimental kinetics. Fig. 4 shows the kinetics predicted with the present model for the steam oxidation of Zircaloy-4 with either large (LP), normal (NP), or small (SP) precipitate sizes. The comparison between the calculated and experimental results is good, particularly since the experimental data results were obtained from discontinuous, long time test.

The difference between the three rate curves is due to the values of d_i, the minimum distance between the InP/IsP interface and the oxide/metal interface. Fig. 5 shows the positions of the InP/IsP and oxide/metal interfaces as a function of time. The d_i parameter reveals the influence of structure on the mechanical behaviour of the oxide layer. Nevertheless, it can be considered that only the precipitate size has a significant effect on the oxide layer behaviour. In agreement with this consideration, it has been demonstrated by other authors [10], that in oxidation tests performed at 350°C in steam, the oxidation rate is lowest when the precipitates size is larger than 0.1 μm. However, the grain size could affect the diffusion of oxygen along the grain boundaries in the metal; but at 400°C this contribution is very low in comparison to the rate of oxygen diffusion in the oxide, and consequently it can be neglected. The value of the d_i parameter represents the oxide layer thickness not affected by the InP, i.e. the thickness of protective IsP oxide. Table 3 shows the influence of precipitate size, not only on the d_i and ω_i values, but also on the thickness of the IsP layer as a percentage of the total oxide thickness $100 d_i/\omega_i + d_i$. This percentage does not change with precipitate size for long oxidation times ($\geqslant$ 130 days). On the contrary, for shorter times ($\leqslant$ 130 days), the NP samples show a different behaviour to the LP and SP materials. In particular, in the case of the SP sample, the pseudo-linear regime appears at a very early stage.

In the case of the break-away pseudo-linear regime, it is assumed that cracks perpendicular and parallel to the surface dominate the InP phenomenon. The perpendicular cracks propagate continuously, their length increasing linearly with time. This overall linear behaviour in fact involves a series of small increments of InP. Table 4 thus shows the influence of the different precipitate sizes on the interface speed, V, during the linear regime. Once again, the NP samples shows a different behaviour compared to the LP and SP types.

From the experimental results (Fig. 4) it can be seen that the samples are heated and cooled several times from one t_i to the next t_{i-1}. The successive heating and cooling cycles are thus not sufficient to produce a movement of the InP interface; it is also necessary to have a minimum oxide layer thickness. Table 3 summarises the maximum protective oxide layer thickness,

$\omega_i + d_i$, at time, t_i, and the total number of heating and cooling cycles endured by a layer without inducing a change in InP. In a previous work it was shown that a succession of cooling cycles during the experimental test has a significant influence on the oxidation kinetics of Zirconium [11], and of Zircaloy-2 and Zr–2.5 wt% Nb alloy [1].

In a previous Raman spectroscopy study of the tetragonal to monoclinic transition in zirconium oxide [12], the authors show in their Fig. 5 the proportion and position of the different phases. In particular, the monoclinic zirconium oxide phase is situated at the external surface of the scale and grows in steps at each change in kinetics. Comparison with the present results (Fig. 5(a)) clearly reveals a good correspondence between the present InP region and the monoclinic ZrO_2 region determined by these authors [12]. The monoclinic ZrO_2 formed at the external surface of the scale during oxidation is therefore a non-protective oxide. Furthermore, beneath the monoclinic phase these authors [12] mention a tetragonal phase that is in good agreement with the present IsP region. This correlation suggests that the tetragonal ZrO_2 thus becomes the protective oxide in the scale.

5. Conclusions

A model that combines interconnecting porosity (possibly cracking) and diffusion, with an interface separating 'interconnecting porosity and isolated porosity' moving in steps as a function of time, has been developed in order to simulate the complex kinetics observed during the oxidation of Zircaloy-4 in steam at 400°C with successive heating and cooling cycles. The model predicts that the precipitate size in the alloy has a significant influence on the mechanical and morphological evolution of the oxide scale and consequently on its protective nature, producing differences in the resulting kinetics.

It has been shown that the protective IsP oxide region and the non-protective InP oxide region correspond to the tetragonal and monoclinic phases mentioned elsewhere.

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge the collaboration of P. Barberis and D. Charquet from the CEZUS Company who performed the experimental oxidation tests and of J. DAVIDSON for correcting the English.

References

[1] B. Cox, J. Nucl. Mater. 148 (1987) 332.
[2] B. Cox, Y. Yamaguchi, J. Nucl. Mater. 210 (1994) 303.
[3] E.A. García, J. Nucl. Mater. 224 (1995) 299.
[4] J. Godlewski, thesis July 1990, Université de Technologie de Compiègne, France.
[5] L.H. Keys, G. Béranger, P. Lacombe, J. Less-Common Met. 14 (1968) 181.
[6] D. Charquet, R. Hahn, E. Ortlieb, J.P. Gros, J.F. Wadier, Zirconium in the Nuclear Industry, San Diego (1989) STP 1023, p. 405.
[7] F. Lefebvre, C. Lemaignan, J. Nucl. Mater. 248 (1997) 268.
[8] E.A. Garcia, J. Kovacs, J. Nucl. Mater. 210 (1994) 78.
[9] R. Piotrkowski, A. Denis, J. Kovacs, E.A. Garcia, J. Nucl. Mater. 202 (1993) 252.
[10] F. Garzarolli, H. Stehle, Improvements on water reactor fuel technology and utilisation, IAEA, Stockholm, September 1986, p. 387.
[11] J. Com-Nougue, F. Morin, G. Béranger, P. Lacombe, Sonderdruck aus Werkstoffe und Korrosion, September 1972.
[12] J. Godlewski, J.P. Gros, M. Lambertin, J.F. Wadier, H. Weidinger, in: C.M. Eucken, A.M. Grade (Eds.), Zirconium in the Nuclear Industry: Ninth International Symposium, ASTM STP 1132, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1991, p. 416.

ANEXO

Regulatory Critera for Final Disposal of Radioactive Wastes

Petraitis, E.J., Ciallella, N.R. and Siraky G.

Presentado en la Conferencia Internacional
"Topical Issues in Nuclear, Radiation and Radioactive Waste Safety",
31 agosto al 4 setiembre 1998

REGULATORY CRITERA FOR FINAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTES

Petraitis, E.J. , Ciallella, N.R. and Siraky, G.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

SUMMARY

This paper describes briefly the legislative and regulatory framework in which the final disposal of radioactive wastes is carried out in Argentina. It also presents the criteria developed by the Nuclear Regulatory Authority (ARN) to assess the long-term safety of final disposal systems for high level radioactive wastes.

1. INTRODUCTION

The “National Law of Nuclear Activity" (No. 24804), in force since April 1997 by approval of the National Congress, assigns to ARN the following functions: to regulate and to inspect nuclear activities regarding radiological and nuclear safety, physical protection of nuclear materials, in order to verify that such materials are used exclusively with peaceful purposes and also, to advise the National Executive Power in matters of its competence. For the fulfilment of these functions the Law grants the ARN the necessary legal competence to develop, to establish and to apply a regulatory system to all nuclear activities carried out in Argentina.

Concerning the final disposal of high, medium and low level radioactive wastes, the “National Law of Nuclear Activity” establishes that to define the location of a repository the National Commission of Atomic Energy (CNEA), as Responsible Entity, should propose a location. This place shall have the approval of ARN regarding radiological and nuclear safety and the approval by law of the Provincial State where the localization was intended.

The activity of ARN is carried out in the framework of a regulatory system whose fundamental aspect is the approach adopted to establish the requirements of safety, which is known as “*of performance*”. This system has a group of rules known as “AR Standards” (AR: abbreviation of Regulatory Authority) that, among other requirements, establish that the construction, operation and decommissioning of a nuclear installation cannot start without the corresponding construction, operation or decommissioning licence. This system is also applicable to the final disposal of high level radioactive wastes.

2. REGULATORY CRITERIA

ARN has developed some basic regulatory criteria applicable to the final disposal of radioactive wastes with the aim to provide assessment targets on radiological and nuclear safety for the demonstration period.

2.1. Risk Limits

The radiological protection criteria applied by ARN to the final disposal of radioactive wastes establishes that no individual of the critical group shall be exposed to a risk higher than 10^{-5} y^{-1} with optimization of the protection systems, and if the risk is not higher than 10^{-6} y^{-1}, the optimization requirement is not considered necessary. Those values are equivalent to a dose constraint of 0,3 mSv a^{-1} and a dose reference level of 0,03 mSv a^{-1} respectively. These criteria

are consistent with the International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommendations [1], [3]. The main aims are to ensure that the individual risks are below the appropriate limits and to keep the radiological impact as low as reasonably achievable (ALARA).

2.2. Radiological Protection Criteria Implementation

The multi-barrier concept is considered by ARN an appropriate tool to implement the main objectives mentioned previously. This concept consists of a system of engineered and natural barriers placed between the radioactive wastes and the environment accessible to man, with independent and redundant features, so that the safety of the system relies on the radionuclides containment through the combined operation of the multi-barrier system. In this way, the safety of the system is not compromised by the failure of any particular barrier.

Geological barriers by themselves could implement the radiological criteria described in 2.1., but, ARN requires that a low individual risk to the individuals of the critical group shall be ensured by engineering barriers too, in an independent and redundant manner. The barriers should be selected taking into account the minimum confinement time required to allow the decay of the radionuclides contained in the wastes.

The barriers considered appropriate are the inclusion of the wastes in a stable matrix whose low leaching rate would allow the delay in the radionuclides arrival to the biosphere by 10,000 years; the complete isolation of the wastes during the first 1,000 years to avoid deterministic effects by the use of appropriate containers; backfilling the repository with a material of low hydraulic conductivity and high ionic exchange capacity (to delay the migration of the leached radionuclides) and the use of geological stable barriers, with low hydraulic conductivities, approximately at a depth of 500 meters or more, located in areas without present or future mineral or petroleum interest and with low seismic risk, obtaining by this means a delay in order of magnitude of 100,000 years, and a significant reduction in the occurrence of probabilistic effects.

In Figure 1, the considered necessary time to allow the decay of the fission products are indicated (approximately 1,000 years), and also, the same period for the actinides fraction remaining after the reprocessing (approximately 10^5– 10^6 years).

In Argentina, a feasibility analysis for the final disposal of high level radioactive wastes was performed during the eighties. The conclusions drawn are that the final disposal of those wastes in a deep and stable geological formation would be a solution that would not represent higher risks for the present and future generations than those indicated previously [4] - [5].

2.3. Considerations for the eventual recuperation of the wastes

The criteria for the prevention of eventual recuperation of the wastes could be derived from the well known radiological protection principle: “the magnitude of individual doses, the number of people exposed, and the likelihood of incurring exposures where these are not certain to be received should all be kept as low as reasonably achievable”.

In the case of disposal of radioactive wastes without the removal of potentially useful material, the presence of this material increases the probability of recovery intention, with the following increase in the probability of exposure of the involved people. Therefore, as the recovery is a potential event whose occurrence probability is near to one in this circumstances, it seems convenient to derive a specific criteria based in the above mentioned principle. Consequently, the associated regulatory requirement could recommend the removal from the waste of the potentially useful material by the society with precedence to its final disposal.

Furthermore, an optimization process could define the optimal time in which the removal should be performed conveniently.

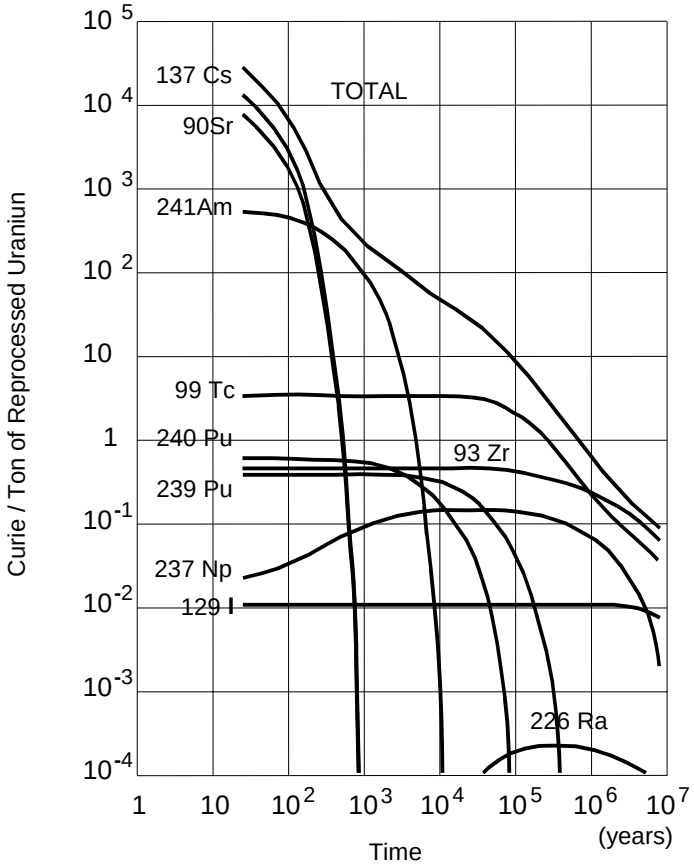


Figure 1. Activities in the reprocessed wastes as time function
(based on natural uranium fuel)

ARN considers that the appropriate solution to implement this concept, with the present technological knowledge, is to reprocess the spent fuel elements [2], and to dispose of the high level wastes solidified in a stable matrix, without actinides and fission products of interest, in a deep geological formation, with appropriate characteristics [4]. Additionally, to ensure a convenient structural strength for the waste form, the proposed container would be made from materials resistant to corrosion and mechanical stress, chemically compatible with each other and with the waste matrix, and without residual value that would otherwise give reason to removal intentions [5].

ARN considers that by these means, the probability of removal intention in repositories would be diminished notably. This is mainly because by reprocessing the spent fuel, the plutonium, uranium, fission products and actinides of interest would be removed previously.

The criteria are then based on the final disposal of the reprocessed wastes without any intention of ulterior removal of materials. Otherwise, the radiological impact would be increased without any evident benefit.

2.4. Institutional Control

After the removal of the useful materials, the institutional control of the high level radioactive waste repository is relevant during the safety demonstration phase, in particular, to confirm that the applied barriers perform as they were designed. Due to this reason, the criteria adopted by ARN are to demonstrate the radiological and nuclear safety of the repository in the long term, by analysis that allow to evaluate the performance of each barrier. By this means, an

appropriate level of confidence shall be attained about the isolation of the radionuclides from the environment of interest, which should cover periods longer than 10^5 years due to the geological barrier. The assessment should also, take into account, that the safety of the repository site does not require institutional control in the long term.

2.5. Human intrusion risks

The human intrusion probability in a repository that fulfils the characteristics detailed in 2.2. is extremely low due to the site conditions. Furthermore, the human intrusion would be prevented by the previously mentioned reasons, and mainly by the fact that the site has no present mineral or petroleum potential interests, nor have the containers residual value. Additionally, the applied criteria to avoid deterministic risks by engineering barriers implies that in the case of an eventual human intrusion the most exposed individuals would be adequately protected by those barriers.

3. ALTERNATIVE REGULATORY CRITERIA

An alternative waste management strategy to that presented here is to store temporally the spent fuel without reprocessing. The storage period and conditions should be appropriate to maintain the integrity of the spent fuel elements by the required storage period, ensuring their radiological and nuclear safety and also their physical protection. Notwithstanding this, studies shall be performed to make decisions on their final fate. These decisions should be made well in advance before the useful life of the spent fuel structural materials has been reached.

4. FINAL REMARKS

The exposed alternative for the final disposal of high level radioactive wastes would allow meeting the present regulatory criteria of ARN, leaving open the possibility of considering technological developments that would reduce the activity content in the wastes, and consequently, the time required for their isolation. The removal of the material of interest and the further disposal of the produced wastes are then an adequate solution, taking into account that this leaves open the possibility of reuse of these materials as fuel, increasing its energetic exploitation and reducing the radiological impact of the final disposal of nuclear wastes. Besides, by this means not only the economic exploitation is increased, but the probability of eventual human intrusion associated to the intentional recovery of valuable materials contained in the non reprocessed wastes is diminished. Furthermore, the institutional control period required in these cases is reduced considerably and should cover the demonstration period.

5. REFERENCES

[1] International Commission on Radiological Protection. Sutton (UK). “Radiation protection principles for disposal of solid radioactive waste. Adopted July 1985”. ICRP Publication 46. Oxford, Pergamon Press, 1985. 23p Annals of the ICRP, Vol. 15: Nº 4 (1985).

[2] BENINSON, D., MIGLIORI DE BENINSON, A., Radiological Impact of Radioactive Waste Management. INFCE/WG7, Buenos Aires,1978.

[3] International Commission on Radiological Protection. “Radiation Protection. Adopted November 1990”. ICRP Publication 60. Oxford, Pergamon Press. (1991).

[4] PALACIOS, E., REPO 9. Bases conceptuales para la Construcción de un Repositorio en la Argentina. CNEA, República Argentina, 1987.

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