

REVISTA DE LA CNEA

UNA PUBLICACIÓN DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA
Año XIV - Número 53-54 Enero - Julio 2014

Fábrica de elementos combustibles para reactores de investigación

Centro Atómico Constituyentes



Guía para autores de artículos

Línea Editorial: Los artículos podrán ser originales o haber sido presentados en eventos científicos o en revistas ajenas al área nuclear que permitan su publicación con la sola mención de esa circunstancia, y estar dirigidos a la comprensión de un lector con formación científica o tecnológica, pero no necesariamente en el área temática del mismo.

Envío: Deberán enviarse por correo electrónico a la dirección revista@cnea.gov.ar.

Formato: Serán preparados en Word for Window ® y la página será tamaño especial 196 mm. X 275 mm. Los márgenes serán: izquierdo y derecho 1,5 cm., superior 1,9 cm. e inferior 2 cm. El tipo de letra será Arial de 10 pt. No deberán sobrepasar las doce páginas.

Título: Constará de no más de diez palabras, debiendo dar indicación concisa del contenido y ser fácilmente identificable para su cita en bibliografías y publicaciones editadas por servicios de información. Podrá ser seguido por un subtítulo separado por dos puntos que contenga información complementaria. Se evitarán las abreviaturas, acrónimos, códigos, símbolos y fórmulas que no sean de uso común.

Datos del (los) autores:

Deben constar los apellidos y nombre(s) propio(s), usándose iniciales sólo en el caso de más de un nombre. Se indicará(n) además la(s) función(es) y/o puesto(s) de trabajo y el(los) organismo(s) a que pertenece(n).

Resúmenes de los artículos:

Cada artículo será precedido por un resumen del contenido, redactado en castellano e inglés, que sea autosuficiente, contenga la información básica y no supere las trescientas palabras, estructurado en no más de dos o tres párrafos. Se utilizarán verbos en voz activa y palabras significativas tomadas del texto que ayuden a la recuperación automática por ordenador. Conviene evitar términos infrecuentes, acrónimos, siglas, abreviaturas o símbolos, y en caso de que se utilicen deben definirse la primera vez que aparezcan en el resumen.

Texto Principal: Los artículos deben seguir un orden lógico y claro, debiéndose indicar la finalidad del trabajo, así como su relación con otros anteriores. Las divisiones y subdivisiones se podrán destacar con títulos apropiados que podrán numerarse. Se utilizarán notaciones normalizadas para cada disciplina, como las establecidas por las normas IRAM u otros organismos de normalización. Las notas a pie de página sólo se incluirán para complementar la información o remitir a las referencias bibliográficas, pero no deben contenerlas.

Las figuras (fotografías, gráficos, diagramas, ilustraciones y mapas) deben numerarse secuencialmente en números arábigos y estar acompañadas por una leyenda explicativa. Las tablas también deben numerarse y tener títulos apropiados. Tanto las figuras como las tablas deben referenciarse en el texto. Su envío se hará en lo posible en formato jpg o bmp.

Los aportes suministrados por otros deben ser claramente reconocidos. Los documentos citados en el texto principal se incluirán en una lista de referencias al final del artículo.

Referato: Serán considerados para su publicación por miembros del Comité Científico y/o se consultará con especialistas del área temática correspondiente sobre su relevancia y originalidad.

Derechos de autor: Los trabajos publicados sólo podrán copiarse con el consentimiento del autor e indicación de su procedencia.

Erratas: Las correcciones y/o comentarios a que dieran lugar se publicarán en la edición posterior en la sección "Aclaraciones y comentarios".



El Comité Editorial se complace en presentar el número 53/54 de la Revista de la CNEA, con el que inicia su décimo cuarto año de existencia. Como siempre, se incluyen en él artículos sobre una variada gama de actividades demostrativas de la importancia del desarrollo de la tecnología nuclear en el país.

Existen diversas y variadas razones que justifican e impulsan el desarrollo continuo de programas que se abocan a la simulación de los complejos fenómenos involucrados en la vida de una barra combustible nuclear. No todos los parámetros involucrados pueden ser medidos, sea tanto por la inaccesibilidad de los mismos como por el elevado costo que su obtención tendría. Por esta razón un código de simulación probado, si bien no otorga una respuesta concluyente, permite obtener una base sobre la que comenzar a calcular o proyectar ciertos emprendimientos en forma económica y segura. Del mismo modo las predicciones de dichas simulaciones son fuente de ajustes y mejoras en el diseño del combustible, reduciendo significativamente la cantidad de ensayos experimentales necesarios para optimizar un producto mediante una costosa implementación en planta. La CNEA viene desarrollando desde hace más de una década el código DIONISIO, destinado a la simulación del comportamiento del combustible bajo irradiación, sea para reactores de potencia como de investigación. Un primer artículo presenta la última versión de dicho código: DIONISIO 2.0, que constituye una alternativa sólida destinada a proveer soluciones en el área de la simulación del combustible nuclear, tanto a grupos dedicados al diseño como a la experimentación o la predicción del comportamiento del combustible nuclear.

El control del tráfico de material nuclear y radiactivo es todo un capítulo en sí mismo. La literatura presenta opciones de inducción de fisiones con gammas de alta energía, y de irradiación con neutrones de energía intermedia y alta, explotando la moderación en el contenido de la carga. Un segundo artículo presenta un trabajo desarrollado por investigadores de la CNEA que busca constituir un aporte a los esfuerzos de las naciones por controlar los movimientos transfronterizos de sustancias químicas peligrosas y/o material nuclear, a lo que la comunidad internacional está comprometida a través de varios instrumentos del derecho internacional.

La decisión de experimentar para calificar núcleos combustibles laminares (monolíticos) radica en lograr un aumento en la densidad del combustible para reactores. Considerando este objetivo y teniendo en cuenta las propiedades del zircaloy-4 (Zry-4), ampliamente utilizado en la industria nuclear en los combustibles para centrales nucleares como revestimiento metálico dada su baja sección eficaz de captura de neutrones y sus excelentes propiedades mecánicas y resistencia a la corrosión, la CNEA está desarrollando miniplacas con núcleo laminar de aleación de uranio-molibdeno (UMo) y Zry-4 como revestimiento metálico. Un tercer artículo da cuenta del desarrollo alcanzado en el proceso de fabricación de esas miniplacas.

Desde 1950 la CNEA está involucrada en la investigación y desarrollo asociados a la manipulación y disposición final de los residuos radioactivos generados por las actividades nucleares desarrolladas en el país. Con este propósito se creó el Programa Nacional de Gestión de Residuos Radioactivos el cual tiene como uno de sus objetivos el diseño de una instalación para la contención de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio. Como el componente mayoritario del repositorio es el hormigón armado, resulta imprescindible el estudio de los mecanismos de degradación del mismo, los cuales determinan su durabilidad. A tal fin se llevó a cabo un monitoreo en una pared expuesta al ambiente exterior e instrumentada con sensores de corrosión y probetas de laboratorio. El cuarto artículo expone los resultados obtenidos hasta el presente en esta investigación.

Como en los números anteriores se incluyen las secciones “CNEA al Día” y “Reseñas bibliográficas”.

Reiteramos la invitación a los integrantes del sector nuclear, con prescindencia del organismo al que pertenezcan o hayan pertenecido, y a quienes estén o hayan estado vinculados a la actividad nuclear bajo cualquier circunstancia, que tengan trabajos que deseen difundir, a que los hagan llegar este Comité Editorial.

Autoridades Nacionales

Presidente de la Nación
Doctora Cristina E. Fernández de Kirchner

Ministro de Planificación Federal,
Inversión Pública y Servicios
Arquitecto Julio Miguel De Vido

Secretario de Energía
Ingeniera Mariana Matragna

Autoridades Institucionales

Presidenta
Licenciada Norma Luisa Boero

Vice-Presidente
Ingeniero Mauricio Bisauta

Gerente General
Doctor Carlos Rubén Calabrese

Comité Asesor

Doctor Carlos Aráoz
Doctor Jim Cronin
Doctor Juan Martín Maldacena

Comité Editorial

Ingeniero Pascual Francisco Aguirre
Capitán de Navío (R) Roberto Mario Ornstein

Diseño de tapa: Sección Producción de Contenidos
Departamento de Prensa

Impresión Torres Aristegui y Asociados
Servicios Publicitarios
SIN: 1666-10



Foto de tapa:

Instalaciones para la
fabricación de elementos
combustibles para
reactores de investigación
en el Centro Atómico
Constituyentes

Sumario

Editorial	3
Modelado del comportamiento del combustible nuclear bajo irradiación mediante DIONISIO 2.0	5
Desarrollo de técnicas de interrogación neutrónica para detección de sustancias peligrosas en contenedores portuarios	17
Desarrollo alcanzado en el proceso de fabricación de placas y miniplacas de U-Mo-Zry-4	25
Durabilidad de un hormigón armado candidato para la construcción del repositorio de residuos radioactivos de nivel bajo y medio de actividad	31
CNEA al día, noticias institucionales	39
Reseñas bibliográficas	42

Nota:

En la página web de la CNEA (www.cnea.gov.ar), en la opción del menú "Publicaciones - Revista de la CNEA", se puede acceder al índice general temático de los artículos publicados en la totalidad de los números de la Revista de la CNEA.

Modelado del comportamiento del combustible nuclear bajo irradiación mediante DIONISIO 2.0

SOBA Alejandro^{1,2}, DENIS Alicia¹, LEMES Martín¹, GONZÁLEZ Martín Emilio¹ - ¹Sección Códigos y Modelos, Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear – Comisión Nacional de Energía Atómica – ² Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas

En este breve artículo se presenta la última versión de DIONISIO 2.0, un código de simulación del comportamiento del combustible nuclear bajo irradiación. Para el caso de un combustible de potencia, el código resuelve una barra completa mediante la división de la misma en sectores en la dirección axial, cada uno de ellos sometido a las condiciones locales de potencia lineal, temperatura del refrigerante y flujo neutrónico. En cada sector se selecciona un dominio representativo bi o tridimensional, que corresponde a la pastilla, el “gap” y la vaina, sobre el que se determinan la distribución de temperatura; la tensión-deformación elastoplástica de cada material debida a la dilatación térmica, el “swelling” (en la pastilla), el “creep” y el crecimiento por irradiación (en la vaina); la liberación de gases de fisión y el porcentaje del mismo presente en el volumen libre de la barra. La interacción termo-mecánica entre la pastilla y la vaina es analizada con especial detalle y, dado que bajo estas condiciones de contacto las exigencias sobre la vaina pueden llegar a ser extremas, llegando aún a la rotura, se ha desarrollado un módulo que permite considerar la presencia y evolución de una fisura. En lo que respecta a combustibles para reactores de investigación, el código resuelve un dominio tridimensional para diversos tipos de placas constituidas por el material fisible (que puede ser monolítico o disperso) y la vaina que puede ser de aluminio o zircaloy. DIONISIO ha participado en diversos proyectos internacionales de inter-comparación de códigos para reactores de potencia, con muy buenos resultados. Ha sido validado contra más de 34 experimentos completos obtenidos de la base de datos del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). La versión para combustibles de investigación fue contrastada con experimentos controlados obteniéndose una muy buena concordancia con los datos medidos.

This work presents the latest version of the computer code DIONISIO 2.0. The code is aimed at predicting the behavior of a nuclear fuel under irradiation, both in power and research reactors. In the first case, the code solves a complete rod dividing it into a number of axial segments, each one subjected to the local conditions of linear power, coolant temperature and neutron flux. A representative two- or three-dimensional domain, consisting of pellet, gap and cladding is selected in each sector. The following are modeled: temperature distribution, thermal expansion, elastic and plastic strain and stress, creep, irradiation growth, mechanical interaction between pellet and cladding, fission gas release, gas mixing, swelling, densification and restructuring. The code considers the presence and evolution of a crack in the cladding. In regard to fuels for research reactors, the code solves a three-dimensional domain consisting of the fissile material (which may be monolithic or dispersed) and the cladding (which may be of Aluminium or Zircaloy). DIONISIO participated with very good results in different international intercomparisons of fuel codes for power reactors. The code results were compared with more than 34 experiments obtained from the International Atomic Energy Agency data base. The version of research reactors was contrasted against controlled experiments and other similar codes with highly satisfactory results.

1. Descripción general del código y métodos utilizados

Existen diversas y variadas razones que justifican e impulsan el desarrollo continuo de programas que se abocan a la simulación de los complejos fenómenos involucrados en la vida de una barra combustible nuclear. En primer lugar, en el transcurso del quemado del combustible ocurren numerosos fenómenos físicos y químicos interconectados. La formulación matemática de estos procesos da lugar a ecuaciones diferenciales que, aún en forma simplificada, conducen a ecuaciones ordinarias no lineales que no poseen solución analítica, por lo que debe encararse su resolución en forma numérica. Por

otro lado, los numerosos fenómenos mencionados responden a la historia real de irradiación a la que es sometida la barra combustible y al tiempo en que éste permanece en actividad. En esta compleja historia no todos los parámetros involucrados pueden ser medidos, ya sea por la inaccesibilidad de los mismos, como por el elevado costo que la obtención de ese resultado tiene. Por estas razones un código de simulación probado, si bien no otorga una respuesta concluyente, permite obtener una base sobre la que comenzar a calcular o proyectar ciertos emprendimientos en forma económica y segura. Del mismo modo las predicciones de dichas simulaciones son fuente de ajustes y mejoras en el diseño del combustible, reduciendo significativamente la

cantidad de ensayos experimentales necesarios para optimizar un producto mediante una costosa implementación en planta.

Es necesario destacar que los tiempos involucrados en cualquier tipo de experimento relacionado al área nuclear son extensos. Los materiales irradiados requieren de un tratamiento particularmente cuidadoso que sólo puede realizarse en celdas calientes. Aún acelerando el envejecimiento de un dado elemento combustible, los experimentos pueden requerir meses y años para arrojar alguna conclusión valedera. Un código recrea varios años de historia en unos minutos, ahorrando un valioso tiempo de reactor y permite optimizar la preparación de mejores y más estudiados experimentos.

Por todos estos motivos, la Sección Códigos y Modelos de la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear de la CNEA viene desarrollando desde hace más de una década el código DIONISIO, destinado a la simulación del comportamiento del combustible bajo irradiación. El código analiza las principales situaciones termohidráulicas, termomecánicas y termoquímicas a las que el combustible nuclear, sea para reactores de potencia como de investigación, se ve sometido durante su permanencia en operación dentro del reactor. Está basado en tecnología de elementos finitos para discretizar los dominios involucrados y resolver numéricamente las ecuaciones diferenciales relacionadas con cada problema. Sin embargo no es el único método numérico que utiliza: posee modelos resueltos en diferencias finitas, interpolación y extrapolación lineal, métodos de integración no lineales en el tiempo mediante algoritmos de Runge-Kutta, entre otros.

El código se empleó para simular una extensa serie de experimentos, en particular las irradiaciones de combustibles de óxidos mixtos (MOX) fabricados por Argentina en 1986 [Marino, 1996], los de la serie FU(el) M(odelling) at EX(tended) Burnup (FUMEX) I y II que contienen casos de reactores de agua liviana presurizada (PWR) así como de reactores de agua pesada presurizada (PHWR) [IAEA, 1998]. Participó en un experimento ciego organizado por la Internacional Atomic Energy Agency (IAEA) [Sah, 2008] a partir de datos obtenidos sobre reactores PHWR y durante el trienio 2008-2011 DIONISIO fue seleccionado por el OIEA como el código para representar a la Argentina en el experimento internacional FUMEX III, destinado a la comparación de los resultados de distintos códigos de simulación frente a una serie de experimentos proporcionados por la propia entidad organizadora [IAEA, 2013]. Esta edición del experimento, la tercera, poseía el objetivo primordial de analizar el rango de predictibilidad de los modelos dedicados a analizar quemado extendido, incluidos en los diferentes códigos del proyecto. Como resultado de esta participación

DIONISIO desarrolló una batería de modelos que permiten extender el rango de sus simulaciones hasta un quemado medio de aproximadamente 60MWd/KgU, lo que significa un quemado local en la zona más exigida de la pastilla de aproximadamente 120-180MWd/KgU.

2. Tratamiento del dominio. Modelos incluidos en el “kernel” del código

DIONISIO 2.0 permite tratar con barras combustible de elementos de reactores tipo CANDU (como los utilizados en Embalse), Atucha I/II, PWR (similar al diseño del reactor CAREM), BWR y WWER.

En la dirección longitudinal de una barra combustible el flujo neutrónico no es constante, lo que determina que la potencia lineal generada por la barra dependa de la coordenada axial. De igual manera, el agua de refrigeración aumenta su temperatura a lo largo de su recorrido. De este modo, cada punto de la barra en la dirección axial posee condiciones de trabajo locales diferentes. DIONISIO particiona la barra en sectores longitudinales (a elección del usuario) y trata cada sector con la potencia lineal, la temperatura del refrigerante y el flujo neutrónico de esa porción. Sobre cada sector resuelve localmente un dominio compuesto por pastilla, “gap” y vaina, dominio que puede ser bidimensional o tridimensional (a elección del usuario). Para el caso de una geometría bidimensional, se consideran coordenadas cilíndricas con simetría de revolución alrededor del eje z y de reflexión en el plano central de la pastilla. Para el caso de una geometría tridimensional, solo se considera reflexión en el plano central (Figura 1). El método numérico principal utilizado para discretizar el dominio es el de elementos finitos y sobre este esquema se resuelven las ecuaciones de termo-elastoplasticidad no lineal. A partir de un cálculo termohidráulico realizado sobre el canal que rodea a la barra por el que circula el líquido refrigerante, se determinan las condiciones de contorno de la temperatura, considerando la existencia de una capa de óxido que crece en el borde externo del zircaloy. Con esta condición se resuelve la distribución de temperatura y se calculan las tensiones y las deformaciones. Las deformaciones consideradas son ocasionadas por la dilatación térmica, el hinchado y densificación en la pastilla, el “creep” y el crecimiento por irradiación en la vaina. El código posee un algoritmo para predecir la producción y liberación de gases de fisión al volumen libre así como diversos modelos que siguen la reestructuración del combustible. Los principales detalles de estos modelos pueden consultarse en [Denis, 2003], [Soba, 2007], [Soba, 2008]. Como los distintos parámetros involucrados en estos cálculos dependen en general de la temperatura, el estado de tensiones o el quemado, los modelos son no-lineales

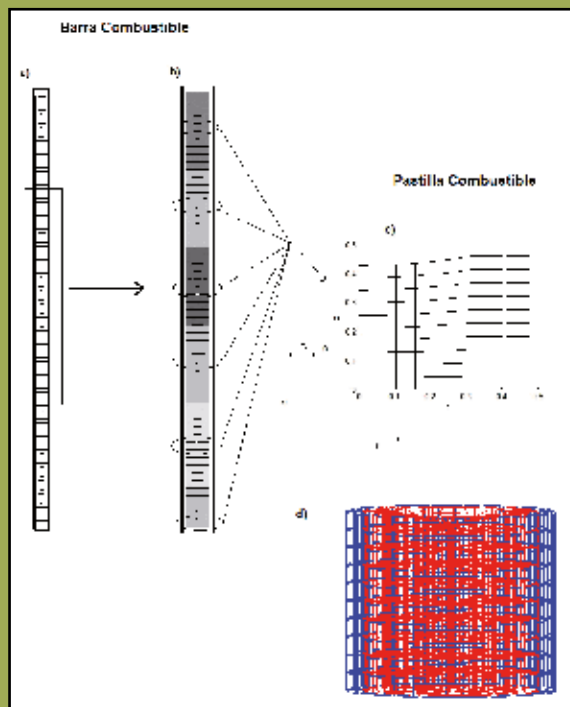


Figura 1: Dominio de resolución para barras combustibles: a) barra esquemática, b) barra dividida en sectores, c) dominio bidimensional discretizado en elementos finitos, d) dominio tridimensional discretizado.

y deben resolverse hasta alcanzar convergencias.

En referencia a los combustibles tipo placa, el código resuelve un dominio tridimensional, es decir considera el dominio completo real de trabajo a escala de la placa. Es posible trabajar con dominios de placas planas o placas curvas. Asimismo, es posible seleccionar el material de la vaina (aluminio 6061 o zircaloy-4) o el tipo de combustible, que puede ser UO_2 o UMo para el caso monolítico, o U_3Si_2 o UMo en matriz de aluminio para el caso de combustibles dispersos (Figura 2).

En este caso el programa determina las condiciones termo hidráulicas del refrigerante que baña las placas en función de la velocidad del ingreso, su caudal y sus condiciones químicas, para determinar la temperatura del contorno, sobre el que también considera crecimiento de una capa de óxido. Con estas condiciones, más la historia de potencia o de flujo neutrónico del sistema, que posee en general un perfil cosenoidal, el código resuelve las ecuaciones termo elasto-plásticas en el dominio y determina la fracción en volumen de combustible, el tamaño de la capa de óxido, el hinchado acumulado o, en el caso de combustibles dispersos, la fracción en peso de los compuestos inter metálicos que se generan bajo irradiación. En [Denis, 2007], [Soba, 2006], [Soba, 2007] pueden hallarse detalles de los modelos. El ingreso de la geometría del dominio así como la historia de potencia lineal y/o el flujo neutrónico a

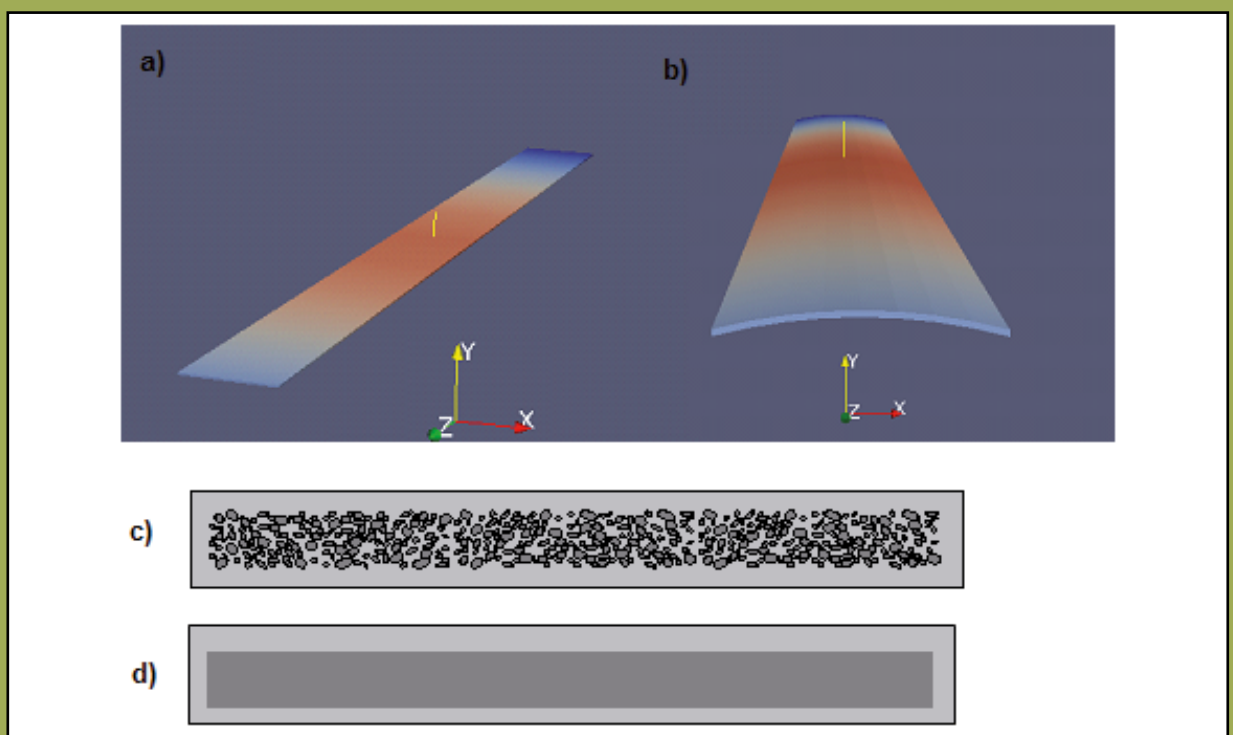


Figura 2: Dominio de resolución de placas combustibles. a) Placa plana, b) Placa curva, c) combustible disperso, d) combustible monolítico.

la que se ve sometida la barra o la placa se realiza través de archivos de entrada pertinentes.

3. Combustible de potencia: contacto pastilla-vaina. Evolución de fisuras

El tratamiento del “gap” en DIONISIO deviene en uno de los aspectos fundamentales del código, ya que la distribución de temperatura y el modo de extracción del calor del sistema están fuertemente relacionados a la presencia o no de “gap”, su ancho y el gas que lo llena. Asimismo, dicha distribución térmica es condicionante de todo el resto del cálculo, pues la mayoría de los fenómenos involucrados dependen de la temperatura y/o de los gradientes térmicos que se producen en el sistema. Por eso mismo, determinar la conductividad térmica de los materiales implicados ha llevado una gran parte del trabajo experimental relacionado con los componentes de reactores nucleares generando, especialmente para el combustible y la vaina, modelos ampliamente validados. Sin embargo, para el caso de la conductividad del “gap”, aún hoy existen baches importantes en dos aspectos fundamentales. Por un lado, existen pocos datos experimentales; por otro, los modelos teóricos propuestos no son válidos para todo el rango de exigencias a las que

deben responder los combustibles durante la historia de potencia completa. A lo largo del tiempo de permanencia dentro de un reactor, el “gap” puede permanecer abierto durante gran parte de su historia mientras cambia la composición de gases, debido a la liberación progresiva de productos de fisión gaseosos (de baja conductividad), afectando a la temperatura y la presión interna del elemento; o puede cerrarse y producir contacto vaina-pastilla (PCMI, *Pellet Cladding Mechanical Interaction*), el cual dependerá de la rugosidad de las superficies. Por otro lado, las variables involucradas toman valores en un amplio rango, por ejemplo, la presión interna del gas de llenado va desde pocas atmósferas al comienzo de la vida hasta las 77-100 al final de la misma; en el caso del “gap” cerrado, la presión de contacto, parámetro que resulta difícil de determinar, puede pasar de unos pocos MPa hasta alcanzar valores de 50 MPa.

Además, debe tenerse en cuenta que la fragmentación de la pastilla de combustible, que se produce durante las primeras rampas de la historia de potencia debido a las tensiones térmicas, disminuye el espacio entre la vaina y la pastilla. Por otro lado, con el paso del tiempo, el “creep” de la vaina y el “swelling” de la pastilla llevan al “gap” a cerrarse total o parcialmente. El aumento radial de la pastilla

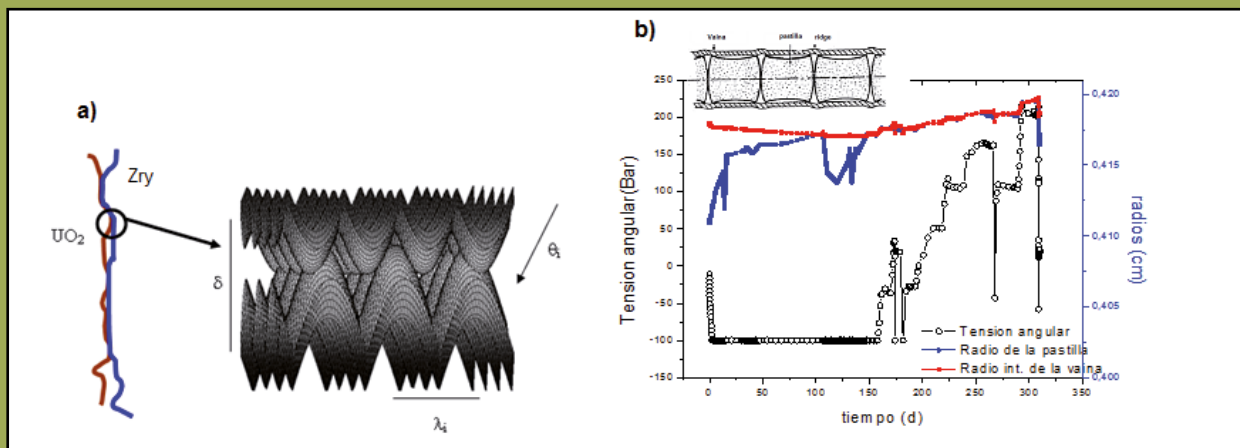


Figura 3: Tratamiento de la interacción pastilla vaina en DIONISIO. a) Contacto de dos superficies rugosas, b) Evolución de los radios internos de la vaina y externo de la pastilla y tensión tangencial para una ejecución de ejemplo,

puede dar lugar, en caso de “gap” cerrado, a arrugas circunferenciales en la superficie de la vaina, conocida como “efecto bambú” (Figura 3).

En primer lugar se desarrolló un modelo para predecir la conductancia térmica entre dos superficies rugosas en contacto [Soba, 2005]. Esta conductancia debe tener en cuenta que, además, el “gap” puede hallarse total o parcialmente cerrado con distintos grados de presión entre los materiales involucrados, como se observa en la figura 3 a).

Para analizar el problema de la interacción

mecánica entre la pastilla y la vaina se desarrolló un algoritmo que considera el movimiento solidario de los nodos en contacto una vez que éste ocurre, con restricciones locales que imponen una condición de ligadura. Este algoritmo se resuelve mediante el método de multiplicadores de Lagrange obteniéndose el desplazamiento de los nodos y la fuerza de contacto local resultante [Bathe, 1985], [Soba, 2008], [Soba, 2009]. Este modelo se ejecuta cuando el contacto comienza. En la figura 3 b) puede observarse, para una historia ejemplificada,

que la evolución del radio interior de la vaina y el exterior de la pastilla tienen en sentidos contrarios hasta el momento en que el contacto comienza. A partir de ese momento se observa cómo la tensión en la dirección tangencial se incrementa en función de la exigencia a la que se somete a la vaina. Por otro lado, la vaina comienza a ser empujada hacia el exterior, lo que se evidencia en una deformación

externa pronunciada especialmente en la zona de los extremos de la pastilla ("efecto bambú").

Estos modelos son cruciales para determinar la distribución de temperatura en el dominio analizado. En la Figura 4 se presentan valores de temperaturas centrales obtenidos por el código contra una serie de experimentos provistos por los ejercicios FUMEX.

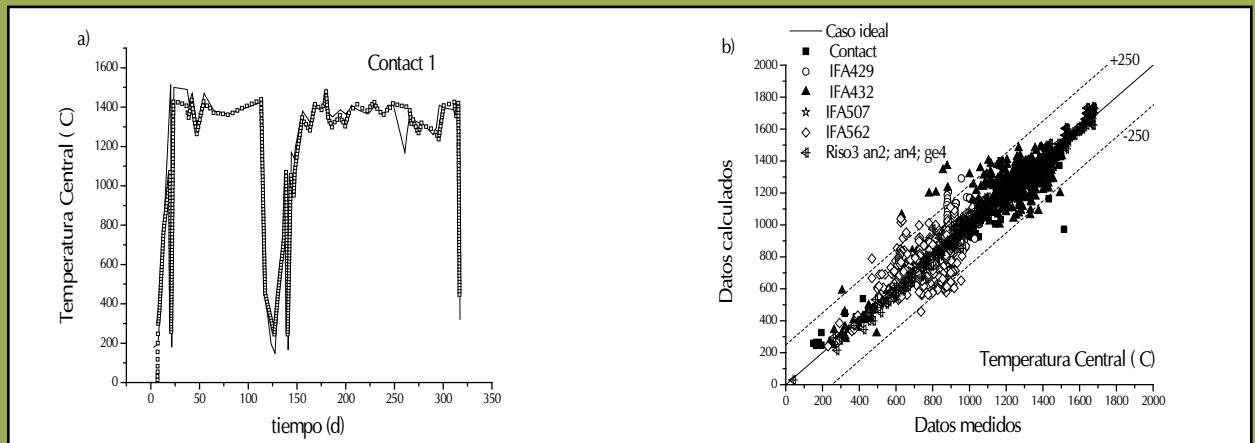


Figura 4: a) Distribución de temperatura central a lo largo de una historia de potencia para el experimento Contact 1 [Turnbull, 1998]. b) Resultados de un análisis extensivo de temperaturas centrales para experimentos tomados de la base de datos de la IAEA [NEA-1729], [NEA-1546], [NEA-1488], [NEA-1547], [NEA-1502].

Para desarrollar un modelo de crecimiento de fisuras en las vainas de barras combustibles se deben tener en cuenta los diferentes procesos involucrados en las fallas de vainas de combustibles en operación, todos mutuamente relacionados, entre los que se deben destacar:

i) la aparición de PCMI: la fuerte interacción mecánica entre la pastilla y la vaina; especialmente en regiones fisuradas de la pastilla o en la zona de interfase pastilla-pastilla. Sobre estas zonas no sólo se genera una distribución de tensiones pronunciada sino que además se origina una gran concentración de productos de fisión como yodo o cesio, ambos factores críticos en la corrosión bajo tensión;

ii) el coeficiente de rozamiento entre el material de la vaina y el de las pastillas, fuertemente dependiente de la rugosidad de las superficies, que va a aumentar la fuerza tangencial sobre la vaina en la dirección de apertura de las fisuras;

iii) usualmente las fallas en vainas ocurren en el marco de fuertes rampas de potencia que impiden la relajación de tensiones; y finalmente

iv) existe una fuerte influencia de la estadística ya que cientos de vainas sometidas a las mismas condiciones sólo producen un porcentaje de fallas muy bajo, lo que lleva con frecuencia a incluir modelos probabilísticos en los análisis de fractura.

El modelo incluido en DIONISIO no considera el cuarto factor ya que contempla la existencia de

un iniciador intergranular de un tamaño del orden de los micrones (*microcracks*) o de defectos del material. Por otro lado, los análisis experimentales de condiciones mecánicas del zircaloy muestran la fuerte dependencia de sus constantes constitutivas con la historia térmica a la que éste es sometido [Talia, 1997]. Numéricamente, el modelo procede a calcular el parámetro fracto-mecánico J , llamado función intensidad de tensiones [Anderson, 1991]. Bajo la suposición de corrosión bajo tensiones por alta concentración de yodo (I-SCC), la propagación de una fisura se produce cuando J es mayor que el umbral de crecimiento de fisura transgranular, J_{SCC} . La propagación que ocurre en un campo de tensión bajo corrosión transgranular moderada es frágil y su velocidad de propagación se considera controlada por las condiciones sobre el "tip" de la fisura, la intensidad de tensiones, la temperatura y la cantidad de yodo disuelto en la atmósfera, fenómenos que son variables dentro del cuerpo del programa y se actualizan con el tiempo. La velocidad de propagación del "crack" bajo I-SCC se expresa como:

$$\frac{da}{dt} = \begin{cases} 0 & \text{si } J < J_{SCC} \\ CF(I_2) \left(\frac{J}{J_{SCC}} \right)^n \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right) & \text{si } J \geq J_{SCC} \end{cases}$$

donde a es la profundidad de la fisura, C es una constante en m/s, n es una constante adimensional, que para el Zircaloy-2/-4 toma valores en el intervalo (1,35-1,5), Q es la energía de activación, que depende de la temperatura y toma valores en el intervalo [33-45] kcal mol⁻¹ para bajas temperaturas (<300 °C) y en el intervalo (19-33) para la región

de altas temperaturas [Soba, 2008]. El umbral de intensidad de tensiones J_{sc} depende de la textura del material, la temperatura y la irradiación y, bajo condiciones normales de operación, puede caer dentro del intervalo (250-1.000) N m⁻¹. $F(I_2)$ es una función adimensional de la cantidad de yodo en la atmósfera internadelabarra.

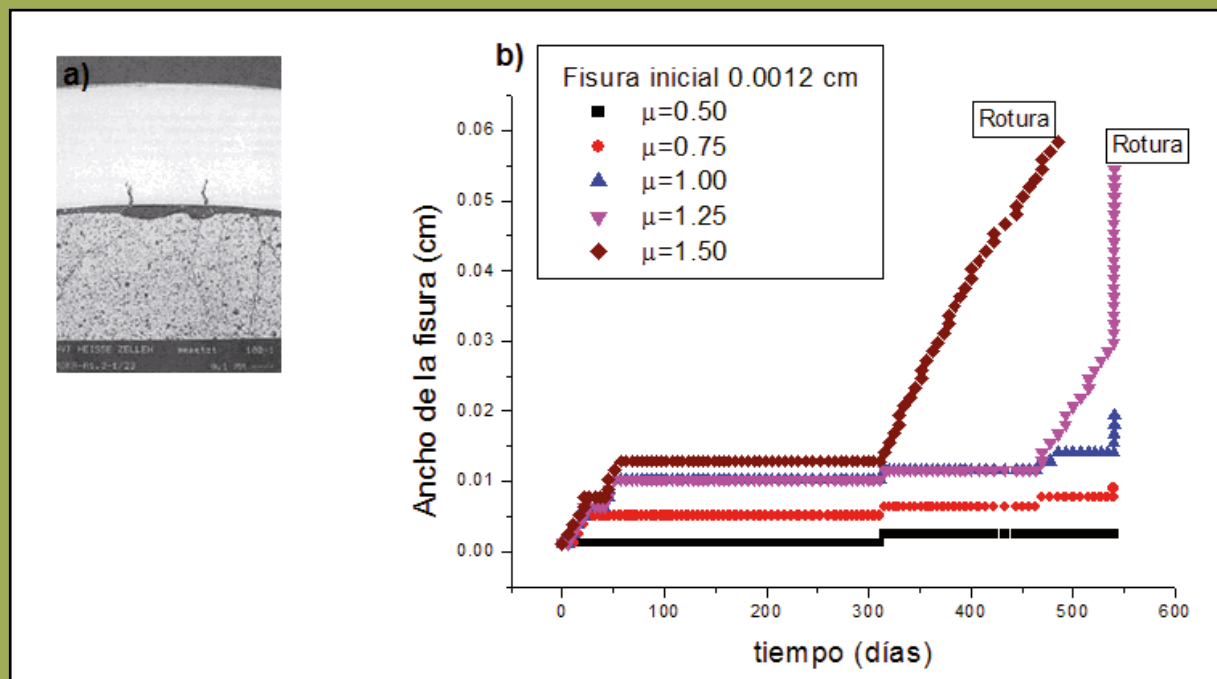


Figura 5: a) Microfisura antes de la rampa de potencia. b) Análisis de crecimiento de una fisura inicialmente de 12 μ m hasta alcanzar rotura a lo largo de la historia de potencia.

En el marco del programa sobre combustibles de óxidos mixtos (U,Pu)O₂ llevado a cabo en la CNEA a partir de 1986, se construyeron prototipos que fueron irradiados en el reactor HFR-PETTEN (Holanda) [Marino, 1994]. Dos de las barras que componían el experimento, A.1.2 y A.1.3, fueron sometidas a historias de potencia similares, hasta alcanzar un quemado de aproximadamente 15 MWd/KgU durante 531 días efectivos de irradiación. Posteriormente, a la barra A.1.3 se la sometió a una fase final de grandes rampas de potencia altamente exigentes. Durante esta última fase se detectó un incremento en la actividad del circuito primario por lo que el experimento tuvo que ser interrumpido. Una inspección visual detectó un pequeño agujero circular en la vaina, característico de las fallas por SCC.

En la Figura 5.a) se presenta una micrografía tomada en una zona que se presume próxima a fallar. Este experimento fue utilizado para testear las curvas y parámetros introducidos en la función de fractura de la vaina del código. Se supuso una fisura

preexistente en la vaina de 12 mm de longitud, que equivale a unos pocos tamaños de grano del zircaloy, y se sometió a la barra a la historia de potencia experimental. Se supusieron diversos coeficientes de rozamiento entre la pastilla y la vaina para analizar con cuál de ellos se alcanzaba un comportamiento similar al observado en el experimento. En la Figura 5.b) se observa la evolución del crecimiento de la fisura para diferentes valores de dicho coeficiente. El comportamiento óptimo se observa para $m=1.25$, en donde la fisura evoluciona hasta el final de la irradiación estacionaria y crece drásticamente hasta romperse debido a la exigencia de las rampas de fin de vida.

4. Combustibles de potencia: condiciones de alto quemado

La extensión a rangos elevados de quemados (>50MWd/KgU) de combustibles de óxido de uranio y óxidos mixtos, desencadena dentro de las pastillas procesos no observados para quemados bajos,

que tienen particular relevancia en el rendimiento del elemento combustible. Uno de los efectos más importantes tiene que ver con la formación y evolución de la llamada “rim zone”, una zona que nace en el borde externo de la pastilla y se ensancha a medida que aumenta la fluencia neutrónica. Por sus características físico-químicas [Matzke, 1992], [Cunningham, 1992] esta zona posee una muy baja conductividad afectando la distribución de temperaturas dentro de la pastilla, así como su consistencia mecánica. El “rim” es producto de un aumento de fisiones en la zona externa debido a la alta sección eficaz de absorción del uranio 238 en las resonancias para neutrones epitérmicos. Esa no uniformidad conlleva la acumulación diferenciada de especies fisiles, especialmente ^{239}Pu y ^{241}Pu , producto de cadenas de decaimiento, que a su vez generan mayor densidad de fisiones en la zona exterior. Como consecuencia, el quemado y la potencia lineal, proporcional tanto al flujo neutrónico como a la probabilidad de fisiones, resultan dependientes de la coordenada radial, obteniéndose una diferencia de 2 a 3 veces superior entre el quemado promedio y el de la corona exterior [Cunningham, 1992].

La zona “rim” crece en espesor con el paso del tiempo (o del quemado) a partir de su aparición, la cual viene determinada por el llamado quemado umbral (aprox. entre 60 y 80 MWd/KgU). En DIONISIO hemos incluido una serie de subrutinas destinadas a resolver

las ecuaciones de balance de las especies fisiles más relevantes para describir en forma adecuada la zona de alto quemado, utilizando la teoría de difusión unidimensional. Como el interés se ubica en una predicción aproximada, se desarrollaron ecuaciones empíricas de las secciones eficaces de absorción y captura en función del quemado, el enriquecimiento de ^{235}U y, por supuesto, la coordenada radial, para así poder predecir con cierto grado de validez la evolución del quemado local (relacionado al tamaño del “rim”) y la distribución radial de los isótopos ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu y ^{242}Pu [Soba, 2013]. Por otro lado, se han incluido subrutinas para simular las modificaciones micro estructurales que la pastilla sufre en su borde exterior bajo estas condiciones, especialmente en lo relativo a la densidad de poros y su distribución [Lemes, 2013].

A manera de ejemplificación se presenta en la Figura 6 la predicción de DIONISIO frente a resultados provistos por el experimento IFA-597.3 [Malén, 1997] irradiado en el reactor Ringhals 1 BWR hasta un quemado medio de 68 MWd/KgU y un quemado local aproximado de 130 MWd/KgU en la zona “rim”. DIONISIO predijo un quemado medio de 72 y un quemado en la zona “rim” de 141 Mwd/KgU. Se grafican las mediciones de U y Pu realizadas localmente mediante EPMA y se comparan con las curvas calculadas por el código.

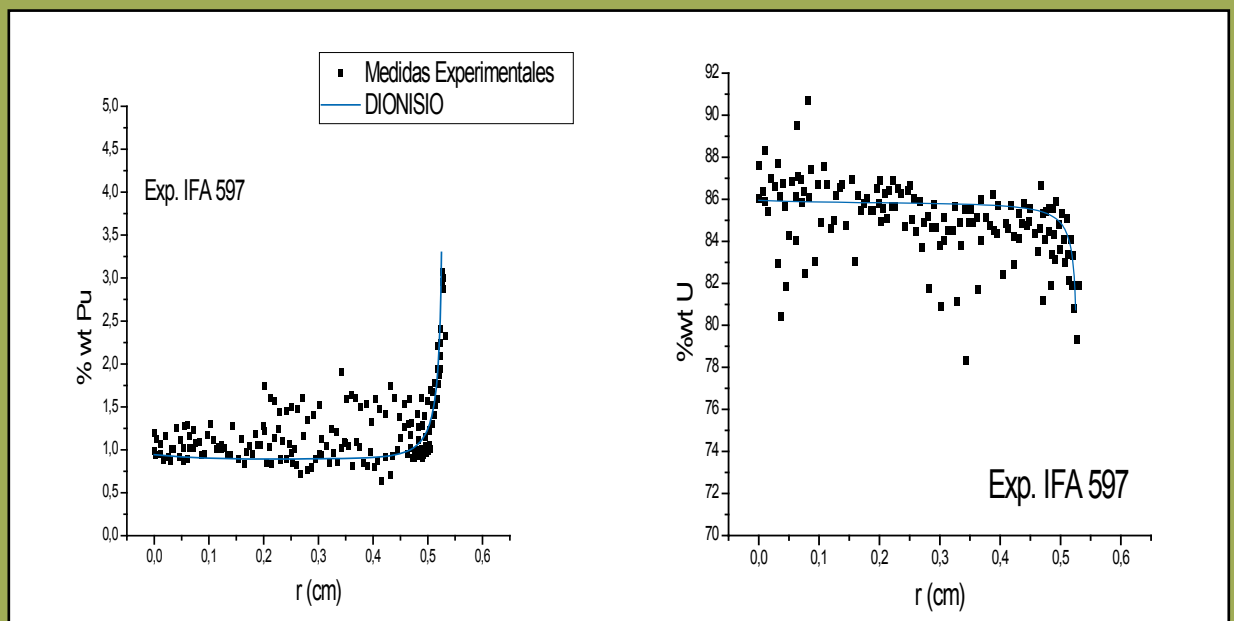


Figura 6: Plutonio y uranio local para el experimento IFA-597.3. Medido contra los calculado por DIONISIO 2.0

En la Figura 7 puede observarse una comparación un poco mas extendida entre las predicciones numéricas realizadas por DIONISIO y las provistas por varios experimentos obtenidos de la base de datos del OIEA para el total de plutonio local.

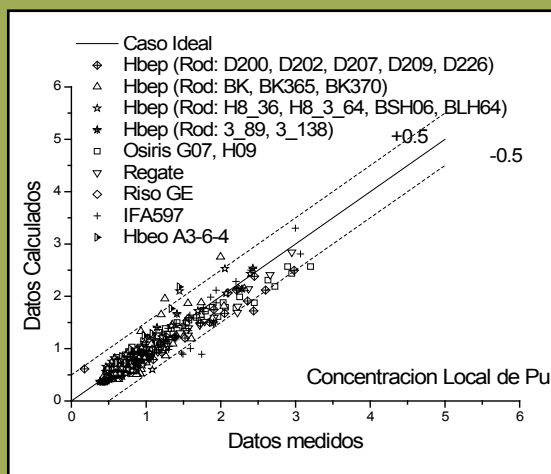


Figura 7: Plutonio total medido contra lo calculado por DIONISIO para los experimentos HBEP-3 [NEA-1510], Regate [NEA-1696], Riso-GE [NEA-1502], Osiris-G07/H09 [NEA-1622/04]

5. Combustibles tipo PLACA

En su versión destinada a combustibles para reactores de investigación, de geometría placa, se prevé la posibilidad de que el material combustible sea monolítico, en particular de una aleación de UMo, o disperso, formado por partículas esféricas que contienen el elemento físil disueltas en aluminio. En este caso, las partículas que el código contempla son de UMo, U_2Si_3 o UAl_x . La vaina del caso de material disperso es de aluminio, mientras que el monolítico es recubierto con zircaloy. Cada material está caracterizado por sus constantes físicas particulares. El material disperso exige el uso de reglas de mezcla. La Tabla 1 presenta las leyes de mezcla utilizadas para tratar el compuesto; el subíndice m representa a la matriz y p a la partícula de material físil. V_j es la fracción en volumen de la fase j ($j=m, p$). En algunos casos se proveen dos reglas de mezcla, que constituyen las cotas superior e inferior a los valores obtenidos experimentalmente. En el caso $U-(x\%wt)Mo$ las cotas superiores dan las respuestas más adecuadas para los análisis desarrollados en este trabajo [Hayes, 2004].

	Cota superior	Cota inferior
Módulo de Young, E	$E_m V_m + E_p V_p$	$(E_m E_p) / (E_m V_m + E_p V_p)$
Módulo de Poisson, ν	$\nu_m V_m + \nu_p V_p$	----
Cte. Dilatación Térmica, α	$\alpha_m V_m + \alpha_p V_p$	$(\alpha_m \alpha_p) / (\alpha_m V_m + \alpha_p V_p)$
Tensión de Fluencia, σ_Y	$\sigma_{Ym} V_m + \sigma_{Yp} V_p$	-----

Tabla 1: Constantes utilizadas en materiales compuestos.

A modo de ejemplo presentamos algunos resultados de validación del código contra datos medidos. El experimento FUTURE [Marelle, 2004] consistió en la irradiación de placas de $U-7\%wtMo$ disperso en Al con una densidad de uranio de $8,5g/cm^3$ envainadas en aluminio. El compuesto disperso se construyó con polvos de UMo obtenidos por atomización (partículas esféricas), por lo que la porosidad de fabricación resultó relativamente baja (1,1%). Las placas fueron irradiadas durante 40 días a una potencia lineal de aproximadamente $1,2 \times 10^4$ W/cm. La temperatura del refrigerante al ingreso fue de $40^\circ C$.

En la Figura 8 se observan los resultados de la simulación para la distribución de temperaturas en la superficie metálica exterior de la vaina, sobre la capa de óxido y en el refrigerante a lo largo de la dirección longitudinal del combustible. A modo de comparación se presenta un resultado experimental medido en la zona de mayor exigencia térmica, donde la capa de óxido alcanza su máximo espesor. La temperatura máxima calculada sobre la capa de óxido en contacto con el refrigerante está en el rango de los $120^\circ C$, que coincide con la condición medida durante el experimento.

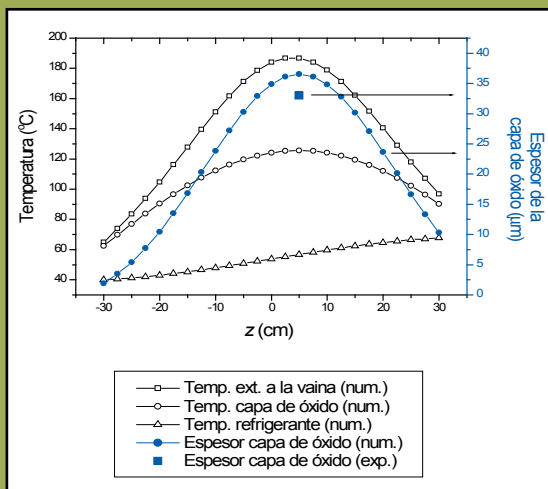


Figura 8: Distribución de temperaturas en la superficie de la vaina, sobre la capa de óxido y en el canal de refrigeración, calculadas con DPLACA. Sobre el eje de la derecha se presenta el espesor de la capa de óxido a lo largo de la dirección z comparado con el resultado experimental [Marelle, 2004].

Para combustibles dispersos en base a UMo, debido a reacciones termoquímicas que se producen entre los materiales que lo conforman y la matriz de aluminio, se generan nuevos compuestos intermetálicos que además de contribuir al hinchado de la placa, consumen el aluminio y, por ser de baja conductividad, aumentan la temperatura en todo el dominio. El experimento FUTURE se caracterizó por ser de alta exigencia térmica, por lo que tuvo que ser interrumpido antes de completarse debido a la gran deformación de las placas por hinchado a causa del intermetálico generado. En la Figura 9 se observan los porcentajes en volumen de combustible, intermetálico y matriz predichos numéricamente en el centro de la placa en función de la coordenada axial y a fin de vida (40 días de quemado). Puede verse cómo el aluminio prácticamente ha desaparecido en la zona de mayor crecimiento del intermetálico, que corresponde a la mayor temperatura en la dirección longitudinal. La desaparición de la porosidad de fabricación, en cambio, al ser un fenómeno dependiente de la tasa de fisiones, sigue una ley semejante a la distribución de quemado a lo largo de la placa, aunque en forma inversa.

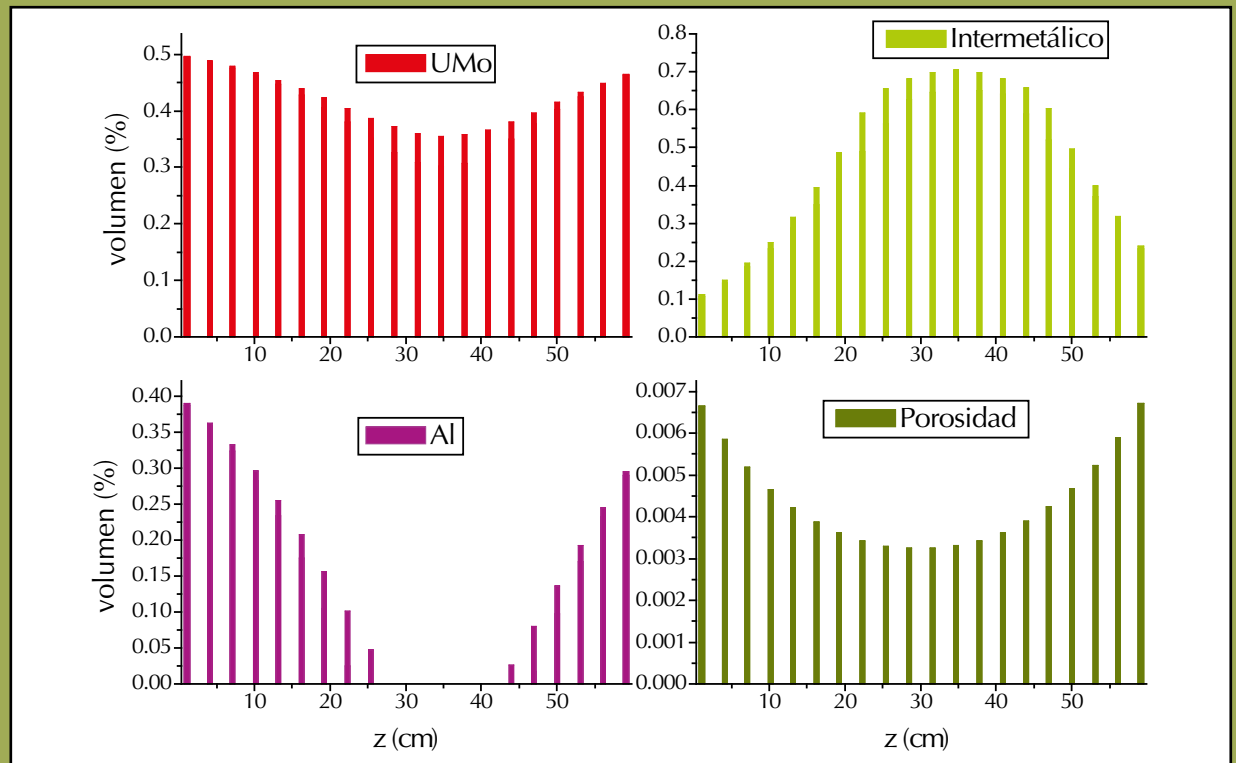


Figura 9: Simulación con DIONISIO del porcentaje de material fisil, inter metálico generado, aluminio y porosidad para el combustible del experimento FUTURE.

6. Modos de uso del código. Versatilidad e instalaciones

Dionisio se distribuye a través de un sistema de control de versiones (SVN) que además de contener el código permite llevar un registro de versiones del mismo. Por el momento existe un único usuario con poder para modificar la versión allí instalada pero cualquier invitado con usuario y “password” habilitante puede bajar el código previa solicitud de autorización a la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear. El código se distribuye en dos versiones, una versión Windows, que utiliza el compilador

Inter. FORTRAN para Visual Studio [Microsoft, 2010] y una versión bajo sistema operativo UNIX.

DIONISIO posee una serie de archivos de entrada en formato texto que deben estar incluidos en una carpeta “input”. El archivo principal *Dionisio.inp* posee la descripción del tipo de problema a resolver, el nombre de los archivos que el código llama durante esa ejecución así como información relativa al modo de paralelización y formato de salida gráfica. En la Tabla 2 se presenta un ejemplo de este archivo principal. Los datos suministrados por el usuario están resaltados mientras que las palabras de uso obligatorio se resaltan en azul.

#Initial file for DIONISIO 2.0

DIO_DATA

NAME

TEST

Un nombre para el caso

CASE

RUN

tipo de ejecución AHP/MESH/POWER/RUN

RUN_TYPE

NO_restart

si hay restarting o no

GEOMETRY

CILINDRICA

placa o cilíndrica

DIMENSION

2

una, dos o tres dimensiones

SECTORES

1

número de sectores a calcular

DATA_FILE

cilindro.dio

archivo con la Historia de potencia

HYSTORY_FILE

HistotestHB.dio

archivo con la Historia de flujo rápido

FLUX_FILE

fluxtest.dio

PWR, PHW, BWR, CAR, PLA, PLG

ELEMENT_TYPE

PWR

tipo de paralelización

PARALLEL

default

tipo de post proceso

POSTPROCESO

Paraview

END_DIO_DATA

Tabla 2: Ejemplo de entrada principal de DIONISIO 2.0

DIONISIO permite direccionar sus salidas para utilizar el programa PARAVIEW [PARAVIEW, 2014], un paquete dedicado a la visualización de sistemas de información científica. La Figura 10 presenta algunas

de las posibilidades gráficas del mismo relacionadas a una ejecución de la versión tridimensional del código.

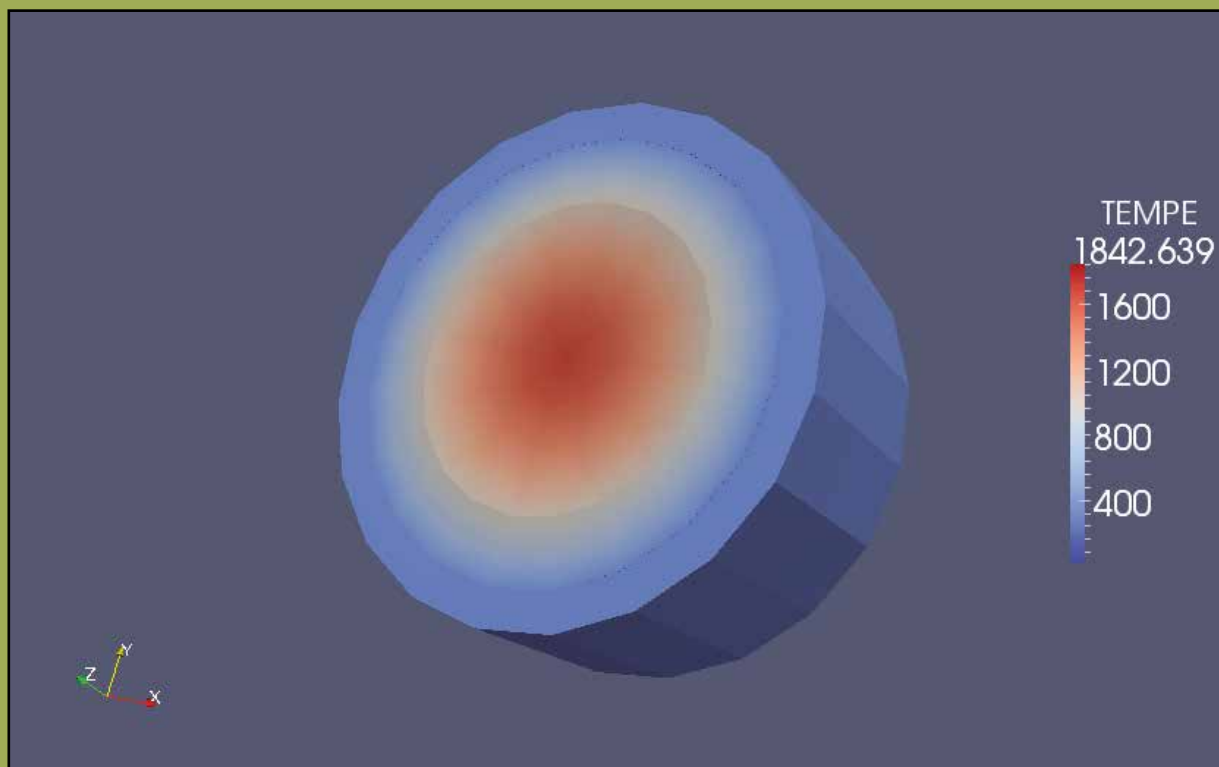


Figura 10: Distribución de temperaturas para un dominio tridimensional en un dado instante de potencia lineal.

7. Conclusiones

Argentina es, a través de la CNEA y de las empresas del área, un país productor y generador de tecnología nuclear y, al igual que otros países con similares aspiraciones, necesita contar con herramientas modernas de simulación numérica de desarrollo propio, además de los paquetes adquiridos en el extranjero. DIONISIO 2.0 se presenta como una alternativa sólida destinada a proveer soluciones en el área de la simulación del combustible nuclear tanto a grupos dedicados al diseño, como la experimentación o la predicción del comportamiento de combustible nuclear.

En el presente, DIONISIO se halla involucrado en proveer simulaciones para el grupo de diseño del reactor CAREM, así como los requerimientos necesarios para el LOOP a ser incluido en el nuevo reactor de investigación RA-10. En cuanto a combustibles de investigación, el código ha participado en la validación del combustible UMo con vainas de zircaloy y participará en la provisión de requerimientos en el diseño del RA-10.

Si bien DIONISIO 2.0 se encuentra en etapa de validación, se debe destacar que el desarrollo de un código de este tipo es una tarea que requiere un

trabajo continuado, no solo para extender el código a nuevos escenarios, incluyendo nuevos modelos, sino en un continuo esfuerzo de contrastación con nuevos resultados experimentales.

Actualmente, el grupo se encuentra trabajando en modelos de accidente del tipo de pérdida de refrigerante (LOCA) en reactores de potencia, así como en modelos destinados a describir el comportamiento de combustibles de cuarta generación, los que serán oportunamente incluidos en el código.

Referencias bibliográficas

- [Anderson, 1991] T.L. Anderson. *Fracture mechanics. Fundamentals and applications*. CRC Press, Texas A&M University, USA, (1991).
- [Bathe, 1985] K. Bathe, A. Chaudhary. *A solution method for planar and axisymmetric contact problems*. *Int. J. Num. Meth. Engng*, 21, 65-88 (1985).
- [Cunningham, 1992] M.E. Cunningham, M.D. Freshley and D.D. Lanning, *Development and characteristics of the rim region in high burnup UO₂ fuel pellets*. *Journal of Nuclear Materials* 188 (1992).
- [Denis, 2003] A. Denis, A. Soba. *Simulation of Pellet-*

- Cladding Thermomechanical Interaction and Fission Gas Release. Nucl. Eng. and Des.* 223 (2003).
- [Denis, 2007] A. Denis, A. Soba, *PLACA/DPLACA: Code for simulating the behavior of a monolithic/disperse plate-type fuel*. RRFM 2007, Lyon, (2007).
- [Hayes, 2004] S.L. Hayes, M.K. Meyer, G.L. Hofman, J.L. Snelgrove. *U-Mo/Al dispersion fuel modeling. International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors*, Viena, Austria, (2004).
- [IAEA,1998] *Fuel Modelling at Extended Burn up*, IAEA-TECDOC-998, IAEA, (1998), (<http://www.iaea.org>; <http://www.oecd-neo.org/science/fuel/ifpelst.html>)
- [IAEA,2013] IAEA-TECDOC-1697 *Improvement of Computer Codes Used for Fuel Behavior Simulation (FUMEX-III)*, (2013).
- [Lemes, 2013] M. Lemes, Estudio analítico y numérico de los efectos de la irradiación hasta alto quemado en combustibles de reactores de potencia, Master Tesis, (2013).
- [Malén,1997] K. Malén, A. Micski, D. Schrire, B. Nilsson, *PIE of high burnup BWR fuel rod IFA-597.3 (Rod8)*, Studsvik Nuclear AB Sweden HRP-356/U. (1997)
- [Marino, 1994] A. C. Marino, E. Pérez, P. Adelfang. *Argentine Nuclear Fuels MOX irradiated in the Petten Reactor, Experience analysis with the BACO code. Water Reactor Fuel Element Modeling at High Burn up*. Windermere, England, (1994).
- [Marino, 1996] A. Marino, E. Pérez, P. Adelfang, *Irradiation of Argentine (U,Pu)O₂ MOx fuels. Post irradiation results and experimental analysis with the BACO code*, J.Nucl. Mater. 229 (1996)
- [Marelle, 2004] V. Marelle, F. Huet, *Thermo-Mechanical modelling of U-Mo fuels with MAIA. RRFM, Munchen, Germany*, (2004).
- [Matzke,1992] H.J. Matzke, *On the rim effect in high burnup UO₂ LWR fuels*, J. of Nucl. Mat. 189 (1992)
- [Microsoft, 2010] Microsoft Visual Studio 2010, 12.0.3471.2010, Copyright (C) 2002-2011 Intel Corporation
- [NEA-1510] NEA-1510 IFPE/HBEP-3 REV.1, *High Burnup Effects Programme. Final Report*.
- [NEA-1696] NEA-1696, IFPE/REGATE L10.3
- [NEA-1622/04] NEA-1622/04, IFPE/OSIRIS.
- [NEA-1502] NEA-1502, IFPE/RISOE-II, (1995).
- [NEA-1729] NEA-1729, IFPE/IFA-507-TF3-TF5 (2004)
- [NEA-1546] NEA-1546, IFPE/IFA-429 (1997)
- [NEA-1488] NEA-1488, IFPE/IFA-432 (1996)
- [NEA-1547] NEA-1547, IFPE/IFA-562.1 (1997)
- [PARAVIEW] www.paraview.org
- [Sah, 2008] D.N.Sah, U.K.Viswanathan, C.S.Viswanadham, K.Unnikrishnan, B.N.Rath, *Blind prediction exercise on modeling of PHWR fuel at extended burn up*. J. Nucl. Mater. 383 (2008)
- [Soba 2005] A. Soba. *Comparación entre modelos de conductancia térmica de contacto UO₂-Zircaloy*, Actas del congreso MECON 2005, (2005).
- [Soba, 2006] A.Soba, A.Denis, *Simulation with PLACA/DPLACA of monolithic and dispersed fuel plates, IM-RERTR*, Cape Town, South Africa, (2006).
- [Soba, 2007] A. Soba, A. Denis, *An interdiffusional model for prediction of the interaction layer growth in the system Uranium-Molybdenum / Aluminium*. Journal of Nuclear Materials 360 (2007).
- [Soba, 2007] Simulación del comportamiento termomecánico de una barra combustible en operación, Alejandro Soba. Tesis de doctorado, FCEyN, UBA, (2007)
- [Soba, 2008] A. Soba and A.Denis, *Simulation with Dionisio 1.0 of thermal and mechanical pellet-cladding interaction in nuclear fuel rods*. J. of Nucl. Mater. 374 (2008).
- [Soba, 2008] A. Soba, A. Denis, *Model of fracture for the Zry cladding of nuclear fuel rods included in the code DIONISIO*
- [Soba, 2008] A. Soba, A. Denis, *Model of fracture for the Zry cladding of nuclear fuel rods included in the code DIONISIO 1.0 Nuc included in the code DIONISIO 1.0*, Nucl. Eng. And Design Nuclear Engineering and Design 238 (2008).
- [Soba, 2009] A. Soba, A. Denis, *Contacto intermitente y localizado entre dos superficies. Aplicación al caso de la interacción pastilla-vaina (PCI) en un combustible nuclear de potencia*. Rev Int. Mét. Num. Cál. Dis. Ing. vol 25, 1 (2009).
- [Soba, 2013] A. Soba, A. Denis, L. Romero, E. Villarino, F. Sardella. *A high burn up model developed for the DIONISIO code*, J. of Nucl. Mat. 433 (2013).
- [Talia, 1997] J.E. Talia, F. Povolo. *Tensile properties of Zircaloy-4*, J. Nucl. Mater. 67,198-206 (1997).
- [Turnbull, 1998] J A Turnbull, *Database for CONTACT experiments irradiated at CEA Grenoble*, IFPE/CONTACT Rev.1. (1998)

Desarrollo de Técnicas de Interrogación Neutrónica para Detección de Sustancias Peligrosas en Contenedores Portuarios

D'AMICO N.^{a,b}, MAYER, R.^{a,b}, TARTAGLIONE A.^{b,c}

^a Instituto Balseiro, Centro Atómico Bariloche, Comisión Nacional de Energía Atómica - ^b Universidad Nacional de Cuyo - ^c Consejo Nacional de Investigación Científica y Técnica

El presente trabajo busca lograr un aporte a los esfuerzos de las naciones por controlar los movimientos transfronterizos de sustancias químicas peligrosas y/o material nuclear, a lo que la comunidad internacional está comprometida por vía de multitud de instrumentos del derecho internacional.

Se desea observar la respuesta de sustancias químicas puras como ser: cloro (Cl), nitrógeno (N), cromo (Cr), mercurio (Hg), cadmio (Cd), uranio (U) y arsénico (As) y, posteriormente, detectar la presencia de las mismas en grandes contenedores de cargamento. La técnica empleada en trabajos previos y en los actualmente en curso, consiste en la detección de gammas instantáneos y de los de temprano decaimiento, inducidos por neutrones térmicos o rápidos termalizados en el cargamento. También, se ha detectado uranio a través del conteo de neutrones rápidos provenientes de las fisiones inducidas, en un arreglo de cargamento realista.

This work is aimed at contributing to the efforts of nations seeking to control international borders movement of dangerous chemical substances and nuclear material, in accordance with a wealth of agreements signed for that purpose.

At this stage, we try to identify the signature of pure substances: chlorine (Cl), nitrogen (N), chromium (Cr), mercury (Hg), cadmium (Cd), uranium (U) and arsenic (As) and, later on, to detect their presence in simulated large cargo containers. The technique employed in previous and in current work consists in the detection of prompt and early decay gammas induced by incident thermal neutrons or fast neutrons thermalized in the cargo array. Uranium has also been detected through the counting of fast neutrons originated in induced fissions.

Introducción

El uso de neutrones lentos con la finalidad de investigar un grueso cargamento es considerado aquí como una aproximación complementaria al difundido intento de uso de neutrones rápidos para tal fin. Los neutrones lentos tienden a difundir en las muestras con pérdida de información de tiempo de vuelo (TDV), pero inducen reacciones de absorción debido a las altas secciones eficaces de interacción.

Para simular una baja intensidad de la fuente neutrónica, el experimento fue posicionado por lo menos a 5 metros del blanco del acelerador lineal de electrones (LINAC) de 25 MeV del Centro Atómico Bariloche. La disminuida intensidad sobre la muestra es del orden de 200 n-térmicos/cm² seg y 90 n-epitérmicos/cm² seg (por sobre la energía de corte del Cd), provenientes de un moderador de neutrones de polietileno de 40 mm de espesor.

Al inicio, la detección gamma fue concretada con un detector gamma comercial de NaI(Tl) de 2"x2". Más tarde, se realizó un arreglo más apropiado que consistía en 4 detectores comerciales centelladores NaI(Tl) de 2"x2" incluyendo el fotomultiplicador, divisor de voltaje y un solo preamplificador, diseñado para reducir el tiempo muerto inicial luego de cada disparo de acelerador.

Detección de uranio

La detección de neutrones rápidos inducidos por la fisión de uranio fue llevada a cabo, inicialmente, con un pequeño moderador/reflector de 20 cm x 20 cm con 6 tubos de He³ (tubos de 2.5 cm de diámetro, 15 cm de largo, 10 atm de presión de gas). Finalmente, la incorporación de 10 detectores de neutrones de He³ (2.5 cm de diámetro, 55 cm de largo, 4 atm de presión de gas) en un moderador-reflector, constituyó un detector de gran área que fue utilizado para investigar un arreglo de cargamento real de 2 m de espesor con láminas de acero de 3 mm simulando las paredes de la cara cercana y lejana del contenedor simulado.

Detección de nitrógeno

El próximo paso fue identificar el comportamiento de altos contenidos de nitrógeno, los cuales indican la posible presencia de explosivos. Se emplearon 4 detectores de NaI(Tl) para "testear" la capacidad de detectar nitrógeno y medir su proporción con respecto al contenido de hidrógeno e hierro a través de N/H y N/Fe, considerando las regiones de interés (ROI) del espectro gamma. Un ejemplo es la muestra de N líquido rodeada de objetos con agua e hierro (Figura 1) obtenidos irradiando con el acelerador lineal de electrones (LINAC).

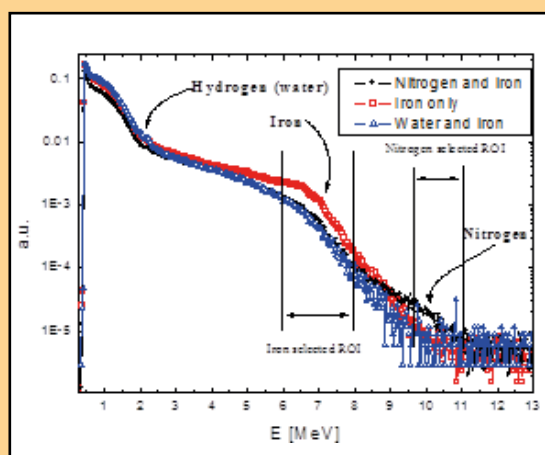


Figura 1. Espectro gamma de altura de pulso (PHA): agua, Fe y N.

Detección de otras sustancias químicas

En otras aplicaciones de métodos para “escaneo” no intrusivo de bultos de mercancías, a escala de laboratorio, especialmente orientado a revisión de contenedores estándar de transporte para instalaciones portuarias, se relevaron espectros de respuesta gamma inducida por pulsos de neutrones incidentes sobre sustancias de transporte restringido o peligroso. Se empleó el LINAC como fuente pulsada de neutrones, con un arreglo de detectores plausible en una aplicación industrial. También se emplearon fuentes isotópicas de neutrones (^{252}Cf y Am-Be) con el fin de relevar las respuestas esperables (espectros gamma) de las sustancias de interés, buscando identificar no sólo las emisiones tabuladas, inducidas por absorción de neutrones térmicos, sino otras no tabuladas.

En primera instancia se utilizó la fuente isotópica de ^{252}Cf para estudiar los picos característicos de cada sustancia química de interés. La actividad de la fuente es de 10^4 Bq aproximadamente. Las muestras analizadas fueron: Hg, Cd, Cr y Cl. Cada elemento químico posee secciones eficaces que difieren acorde a la energía del haz incidente. Por ello, se realizaron diferentes espectros con neutrones térmicos, epitérmicos (espectro cortado con Cd) y rápidos (fuente desnuda). En la Figura 2 se observa la disposición con la cual se concretó la medición. Dada la baja intensidad de la fuente de ^{252}Cf se optó por utilizar una fuente de Am – Be de mayor intensidad, 1Ci-alfa.



Figura 2. Configuración experimental con la fuente de ^{252}Cf .

Dada la baja intensidad de la fuente de ^{252}Cf se optó por utilizar una fuente de Am – Be de mayor intensidad, 1Ci-alfa. Con ella se analizaron las mismas muestras incluyendo As y mercurio en estado sólido, HgO. La disposición de la medición se realizó moderando la fuente con parafina y colocando un blindaje de plomo (Pb) acorde al menor fondo medible. La ubicación de los bloques de Pb fue analizada previamente a los fines de minimizar la señal proveniente del fondo inducido por la fuente, relación señal-ruido (Figura 3).



Figura 3. Configuración experimental con la fuente de Am – Be.

Cabe citar que, en reiteradas ocasiones, la señal proveniente del fondo impide observar con nitidez la señal proveniente de la muestra. Por ello se aplican distintos métodos, entre ellos análisis de regiones de interés para poder detectar y/o ver la respuesta de la muestra. Una vez detectada la muestra a escala laboratorio, se probará poder observarla a escala piloto y posteriormente, a escala real.

En el primer análisis (fuente de ^{252}Cf) se utilizó un detector centellador NaI(Tl) mientras que con la fuente de Am – Be se utilizó un detector semiconductor de Ge(Li) y un NaI(Tl). Dado que la resolución en energía del detector semiconductor es mucho mayor que la del centellador se decidió medir, en primera instancia, con el Ge(Li). Una vez, obtenida la señal esperable en las sustancias de interés se comenzó a utilizar el NaI(Tl) a los fines de poder analizar, específicamente y con menor resolución en energía, las zonas donde se observó la señal gamma. Cabe mencionar que, a escala real, se utilizarían detectores centelladores debido al costo y la practicidad en la operación de los mismos. En las Figuras 4 y 5 se observa la diferencia de resolución en los espectros gamma registrados por ambos detectores para una misma medición.

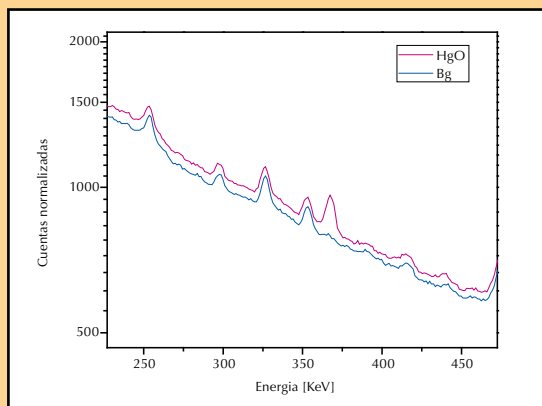


Figura 4. Muestra HgO. Detector Ge(Li). Pico característico del Hg: 360 KeV.

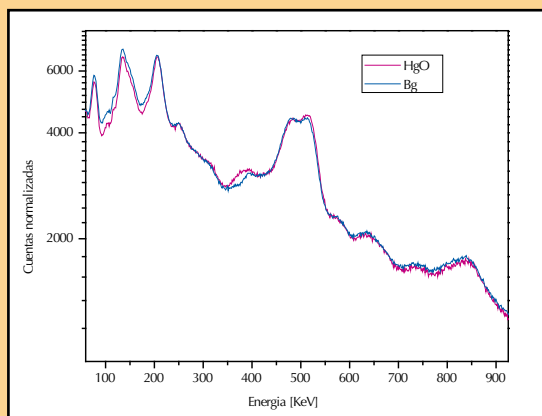


Figura 5. Muestra HgO. Detector NaI(Tl). Pico característico del Hg: 360 KeV

Resultados

Un número significativo de espectros fueron medidos con el arreglo experimental descrito. La situación de este laboratorio se encuentra lejos de las condiciones reales de escaneos de contenedores pero permiten obtener un número inicial de resultados necesarios para poseer una plataforma de datos cercanos a los reales.

Detección de uranio

El control de tráfico de material nuclear especial es todo un capítulo en sí mismo. La literatura presenta opciones de inducción de fotofisiones con gammas de alta energía [1, 2], irradiación con neutrones de energía intermedia [3] y alta [4,5] explotando la moderación en el contenido de la carga.

En nuestras pruebas, las muestras fueron dos, una de alto enriquecimiento (HEU) diluida en una matriz de aluminio en la forma de placas laminadas y otra consistente en un elemento combustible tipo Central Nuclear Atucha, parcial, de UO_2 natural de 50 cm de longitud (FB). Sus características fueron las siguientes:

HEU - masa ^{235}U = 27.5 g

Masa total de la muestra=152.8g

18% U-235 en Al

Máximo U-235 irradiado por el haz directo = 10.7g

FB - masa ^{235}U = 38.38 g

Número de varillas de combustible = 13

Masa total UO_2 = 6.05 kg

Fracción probable de irradiación = ~ 1/10

El método consistió en inducir fisiones en el U-235 oculto en la carga mediante un modesto haz de 50 mm de diámetro de neutrones térmicos y epitérmicos, culminando con la detección de los neutrones rápidos reemitidos. La detección fue realizada por un panel detector de gran área en posición de retrodispersión, inspeccionando la carga simulada desde el lado de irradiación.

Las cuentas de neutrones fueron enviadas a un codificador de tiempo de vuelo y registradas en 2.000 canales de 4 μs , durante una ventana temporal amplia siguiente a cada disparo de acelerador operado a 100 Hz. Un detector independiente alojado lejos del experimento operó de monitor de la producción del acelerador.

Una primera prueba de que lo detectado proviniera de las fisiones inducidas fue realizada con una batería de detectores reducida, con 5 tubos de He^3 , envuelta en moderador/reflector exteriormente filtrado con cadmio para rechazar conteo de térmicos. Con

ello se verificó el resultado de irradiaciones con y sin neutrones térmicos (por método de diferencia de Cd) evidenciando, en la Figura 6, que la respuesta de neutrones rápidos era originada únicamente por la irradiación térmica.

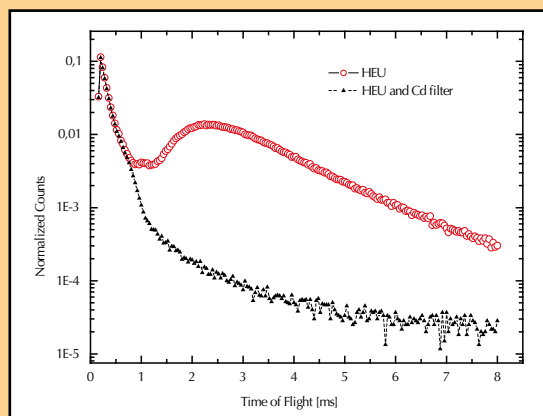


Figura 6. Detección de neutrones rápidos del HEU como función de la incidencia de neutrones lentos separados por tiempo-de-vuelo, bajo un espectro de irradiación principalmente térmico y luego epitérmico (filtro de Cd).

Otras dos muestras también fueron probadas, una con igual contenido y forma de aluminio y la otra de plomo. Sus resultados, mostrados en la Figura 7, no dejan duda respecto al origen de los neutrones rápidos contados como provenientes de fisión cuando el U-235 se encuentra presente.

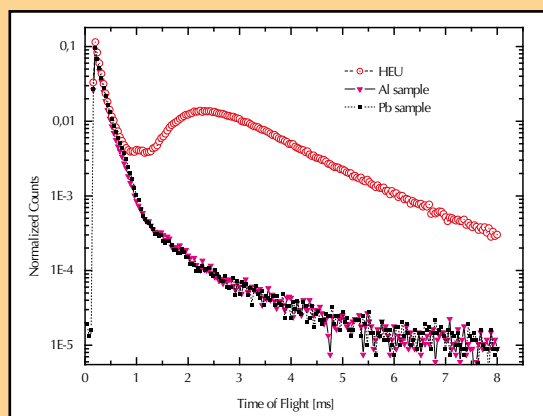


Figura 7. TOF señal de neutrones rápidos para diferentes muestras: HEU, Al y Pb.

La baja sensibilidad a la posición por el método de tiempo de vuelo también fue explorada, pero no será tratada aquí.

Las pruebas más realistas se llevaron a cabo empleando un panel detector de gran área, con 70 cm x 100 cm de superficie activa, incorporando 10 tubos de He³ de diámetro 2,5 cm y longitud activa de 55 cm con 4 atm de presión de llenado. El arreglo experimental de 2 m de espesor representando un contenedor portuario real, con paredes simuladas por chapas de 3 mm de acero en la cara cercana y lejana al haz incidente, se ubicó fuera del “bunker” a una distancia del arreglo de mercancías y el conjunto blanco-moderador del acelerador, que varió entre los 6 a 8 m. La baja intensidad incidente sobre el contenedor simulado fue de ~200 n/cm²/seg térmicos y ~90 n/cm²/seg epitérmicos cercanos (por sobre la energía de corte del cadmio). Esta situación simula una fuente de neutrones mucho más débil que la empleada realmente.

A las consiguientes irradiaciones de 5 minutos, se aplicó un esquema de figura de mérito para optimizar los tiempos inicial y final de los espectros de tiempo de vuelo registrados, entre los cuales se integrarían los contajes de neutrones rápidos, buscando maximizar el contraste.

De tal modo se arriba a la Figura 8, la cual expone los resultados de la presencia o ausencia de las muestras HEU y FB en un denso cargamento de computadoras y monitores CRT sin embalaje, a distintas profundidades dentro de la carga simulada.

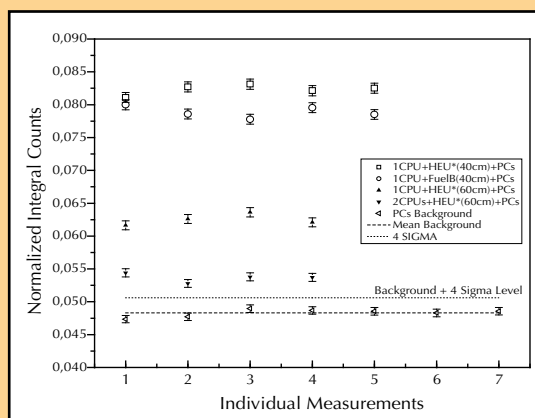


Figura 8. Conteo integral cada 5 min de tiempo de grabación individual por espectro TOF para HEU and FB oculto cerca de diferente número de PCs. El significado de nivel de 4 sigmas de “background” es indicado a los fines comparativos.

Allí se observa como “background” la ausencia del uranio en la carga, denotando la diferencia de las señales respecto al nivel de 4 sigmas por encima de los contajes sin muestra de uranio. Esa comparación al nivel de 4 sigmas fue propuesta por el Organismo Internacional de Energía Atómica en la Ref. [6].

Detección de nitrógeno

La proporción de N/Fe obtenida por sucesivas determinaciones con y sin N se presenta en la Figura 9. El tiempo de medición fue de 5 minutos. La sensibilidad de la presencia de N es clara pero la extrapolación de estos resultados para espesores de cargamento mayores a 2 m está lejos de ser directa.

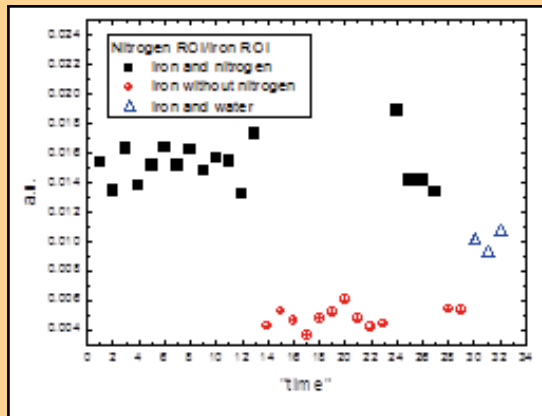


Figura 9. Regiones de interés (ROI).

Un ejemplo es la muestra de nitrógeno líquido (LN_2) escondido en numerosos envases de harina. El espectro de altura de pulso (PHA) se observa en la Figura 10 tomada de Ref [U-1]. La presencia de las muestras de N no es completamente oscurecida por la harina que se encuentra alrededor. Aún el N de la harina es “visto” por el experimento cuando el LN_2 es quitado. En esta determinación, el volumen de LN_2 irradiado por el haz directo de neutrones fue de 125 cm^3 .

Detección de otras sustancias químicas

En relación a la detección de Cl, el único caso real de interés es aquel donde el contenedor se encuentra lleno de contaminantes clorados. El escenario se presenta como una simulación de casos de cargamentos cuyos resultados se muestran en las Figuras 11 y 12. El contraste evidenciado por estos resultados se encuentra altamente relacionado con la posibilidad de efectivizar un control contra

compuestos clorados peligrosos y químicos no declarados.

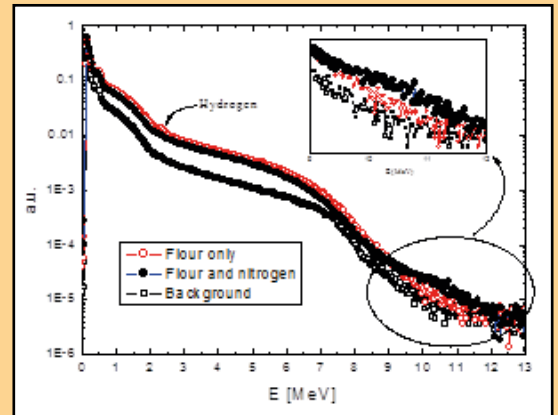


Figura 10. Espectro gamma de altura de pulso (PHA): N y flúor.

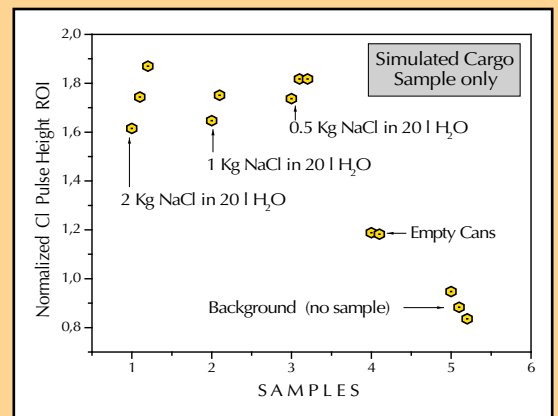


Figura 11. Simulación de contenedor vacío. Más tarde se llenó con diferentes soluciones de NaCl de 2, 1 y 0.5 kg en 20 l de agua [Perteneciente a Ref. U-2, U-3].

Para el análisis de las demás sustancias químicas, se comenzó utilizando detectores de baja resolución como el NaI(Tl). Se analizó todo el espectro gamma para poder identificar las ROI. Los resultados fueron obtenidos con la fuente de ^{252}Cf (Tabla 1).

FUENTE DESNUDA		FUENTE EPITERMICA	FUENTE TERMICA
Hg con Fe Bg con Fe			Hg con Fe Bg con Fe
ROI 1/ROIr	81,4723889 95,6874986	Nada	30,1824356 32,1377218
ROI 2/ROIr	75,3518053 84,4028859		28,2668178 28,8982891
ROI2,1/ROIr	15,7400095 16,995616		
ROI3/ROIr	17,0608951 18,4842499		
ROI3,1/ROIr	6,16458082 6,90885869		
			Hg - Se fraccionó los ROI originales Referencia: 4004,6178 a 6000,0972 keV ROI1= 40,7916 a 250,4526 keV ROI1,1= 252,9192 a 502,0458 keV ROI2 = 504,5124 a 751,1724 keV ROI2,1 = 753,639 a 1000,299 keV ROI3 = 1002,7656 a 1501,0188 keV ROI 3,1 = 1503,4854 a 2001,7386 keV
		GaAs sin Fe Bg sin Fe	GaAs sin Fe GaAs sin Fe
ROI 1/ROIr	Nada	232,158708 221,750104	227,688868 215,015238
ROI 1,1/ROIr		213,442748 197,319086	210,616713 188,236913
ROI2/ROIr			94,9078421 90,4211661
ROI2,1/ROIr			56,6125526 54,4886939
ROI3/ROIr		50,052725 51,0381112	51,5524234 49,0043392
ROI3,1/ROIr		27,6270194 28,4076233	27,4912127 26,7421321
			GaAs - Se fraccionó los ROI originales Referencia: 7502,2566 a 9001,9494 keV ROI1= 40,7916 a 250,4526 keV ROI1,1= 252,9192 a 502,0458 keV ROI2 = 504,5124 a 751,1724 keV ROI3 = 1002,7656 a 1350,5562 keV ROI 3,1 = 1353,0228 a 1700,8134 keV
Cr Bg		Cr Bg	Cr Bg
ROI 1/ROIr	89,7861709 88,1806935	34,5671021 33,7288661	33,2995752 32,8721606
ROI 1,1/ROIr	82,4619694 75,0986541	30,9850661 30,0128339	29,6933429 28,7782118
			Cr - Se fraccionó los ROI originales Referencia: 4004,6178 a 6000,0972 keV ROI1= 40,7916 a 250,4526 keV ROI1,1= 252,9192 a 502,0458 keV
Cd sin Fe Bg sin Fe			Cd sin Fe GaAs sin Fe
ROI 1/ROIr	90,6007032 86,4762955	Nada	27,7156362 32,8721606
ROI 1,1/ROIr	79,3656917 75,0986541		25,9099166 28,7782118
ROI2/ROIr	31,0789182 30,3449305		12,9629921 13,8238533
ROI2,1/ROIr	16,7177537 16,5582081		7,39452291 8,33039146
			Cd - Se fraccionó los ROI originales ROIref = 4004,6178 a 6000,0972 keV ROI1 = 40,7916 a 250,4526 keV ROI1,1 = 252,9192 a 502,0458 keV ROI2 = 504,5124 a 751,1724 keV ROI4 = 753,639 a 1000,299 keV
Cl Bg		Cl Bg	Cl Bg
ROI 1/ROIr	379,527972 339,143984	352,756035 286,919535	352,774941 276,552141
ROI 1,1/ROIr	196,161299 187,152851	193,512218 178,97237	193,574393 171,235545
ROI 2/ROIr	55,0921073 56,9917502	60,4909313 60,1849032	62,3984573 58,2191373
ROI 2,1/ROIr	36,4042503 37,5904374	44,0022322 43,422036	45,9326543 49,0043392
ROI 3/ ROIr	40,1330238 41,1959829	51,9657931 51,0381112	53,801255 49,0043392
ROI 3,1 / ROIr	22,4012647 22,6923281	28,9945758 28,4076215	29,9299979 26,7421321
			Cl - Se fraccionó los ROI originales ROIref = 7502,2566 a 9001,9494 keV ROI1 = 40,7916 a 302,2512 keV ROI1,1 = 304,7178 a 600,7098 keV ROI2 = 603,1764 a 800,5044 keV ROI2,1 = 802 a 1000,299 keV ROI 3,1 = 1353,0228 a 1700,8134 keV ROI 4 = 1703,28 a 1900,608 keV ROI 4,1 = 1903,0746 a 2201,5332 keV ROI 5 = 2203,9998 a 2751,585 keV ROI5,1 = 2704 a 3301,6368 keV ROI 6 = 3302 a 4002,1512 keV ROI 6,1 = 4004,6178 a 5001,1242 keV ROI 7 = 5003,5908 a 5400,7134 keV ROI 7,1 = 5403,18 a 5901,4332 keV

Tabla 1. Resultados del análisis del espectro gamma, para identificar las ROI obtenidos con fuentes de ^{252}Cf

En dicha tabla se reflejan resultados resaltados en anaranjado. Allí pueden observarse discrepancias significativas entre el fondo (Bg) y la muestra. Esto implica que, en esas regiones, hay picos gamma característicos de la muestra que posteriormente se estudiarán con más detalle definiéndolas como regiones de interés.

Además, se estudiaron las muestras con el detector de Ge(Li). En la medición se busca identificar las emisiones gamma características de las sustancias químicas que, aún, no figuran en tablas de datos nucleares consultadas. En las Figuras 13, 14 y 15 se presentan algunos espectros de las sustancias irradiadas.

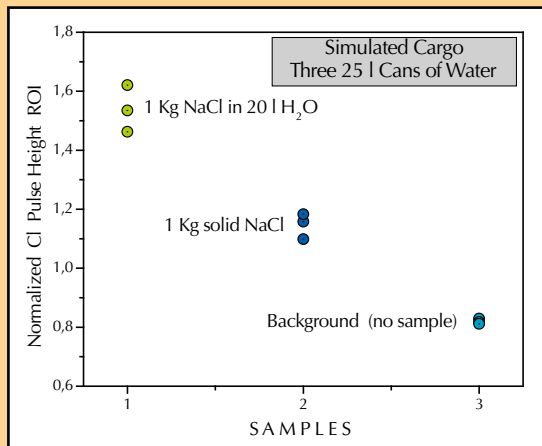


Figura 12. Simulación de contenedor lleno de 25 litros de envases con agua. Más tarde se llenó con una solución de NaCl (1 kg en 20 l) y se comparó con una caja de 1 kg de NaCl sólido [Pertenece a Ref. U-2, U-3].

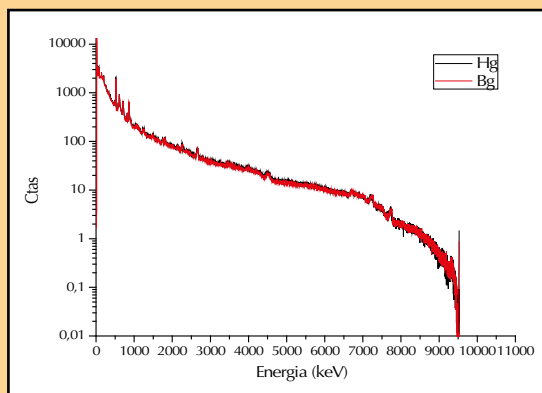


Figura 13. Muestra de Hg con detector Ge(Li).

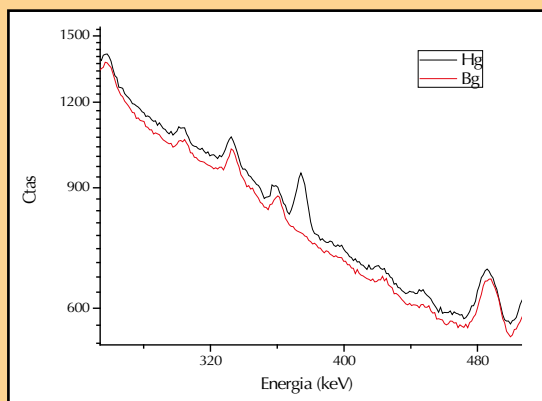


Figura 14. Pico característico del Hg (360 keV) con detector de Ge(Li).

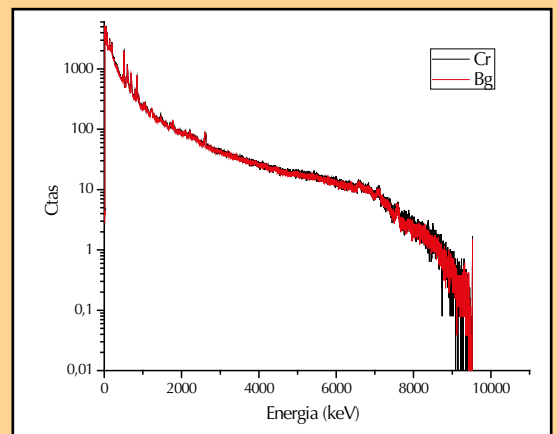


Figura 15. Muestra de Cr con detector Ge (Li).

Comentarios Finales

El modesto flujo de neutrones descrito permitió mediciones de 5 minutos a distancias realistas con un modesto arreglo de detectores gamma y un detector de neutrones de gran área. Un flujo neutrónico solo 5 veces mayor (1.000 n-tér/m² seg) produciría los mismos resultados en 1 minuto.

La utilidad de esta herramienta térmica/epitérmica para la identificación de sustancias depende del número y disposición de los detectores gamma y de la intensidad de la fuente no restringida a los haces colimados disponibles en laboratorio.

La identificación de espectros complejos de mezcla de sustancias reales requerirá la construcción de una base de datos de espectros de mercancías usuales en función de detectar desviaciones en la composición esperable de los cargamentos. Este podrá ser el camino práctico para acceder a la capacidad real para actuar en colaboración con otras herramientas de "escaneo" para la rápida revisión de objetos desconocidos.

Para el caso particular de la revisión de tráfico ilegal de material nuclear especial, una pequeña muestra de uranio (27.5 g U-235) fue detectada a una profundidad de 80 cm con un reducido flujo incidente de neutrones térmicos y detectores de neutrones de gran área casi en contacto con la pared del contenedor, cuando la capa de mercancía interpuesta daba una transmisión menor a 0.01. Es claro que será necesario escanear en ambos lados del contenedor. El adicional de flujo de neutrones rápidos que se modera dentro del cargamento podría mover, más lejos, el límite de detección.

El análisis para identificar las demás sustancias químicas ha resultado de gran complejidad. El

presente esfuerzo procura acercarse a una solución incorporando el uso de neutrones de distintos rangos de energía. Se han obtenido resultados claros en

determinadas sustancias químicas mientras que en otras es necesario seguir perfeccionando los mecanismos de detección.



Figura 16. Configuración experimental de contenedor simulado, alineado con haz de neutrones del acelerador incidente desde la derecha. Paredes de 3 mm de acero en ambos extremos. Elemento combustible visible a la izquierda.

Referencias bibliográficas

- [1] MICKLICH, B.J., SMITH, D.L., *Nuclear materials detection using high-energy-rays*. Nucl. Instr. Meth. B241 (2005) 782-786.
- [2] JONES, L.J., et al., "Detection of Shielded Nuclear Material in a Cargo Container", Nucl. Instr. Meth. A562, 1085-1088.
- [3] KERR, P., et al., "Active Detection of Small Quantities of Shielded Highly-enriched Uranium Using Low-dose 60-keV Neutron Interrogation", Nucl. Instr. Meth. B261, 347-350.
- [4] HALL, J.M., et al., *The Nuclear Car Wash: Neutron Interrogation of Cargo Containers to Detect Hidden SNM*, Nucl. Instr. Meth. B261, 337-340.
- [5] JORDAN, K.A., GOZANI, T., "Pulsed Neutron Differential Die Away Analysis for Detection of Nuclear Materials". Nucl. Instr. Meth. B261 (2007) 365-368.
- [6] IAEA TECDOC1312 (2002) *Detection of radioactive materials at borders*.
- [U-1] *Position Sensitive Detection of Concealed Substances Employing Pulsed Slow Neutrons*. R. E. Mayer, A. Tartaglione, J. Blostein[†], M. Schneebeli, P. D'Avanzo, L. Capararo. *Second Research Coordination Meeting on Neutron Based Techniques for the Detection of Illicit Materials and Explosives*, UN Internat. Atomic Energy Agency (IAEA) Coordinated Research Project. Mumbai, India, 12-16 November 2007.
- [U-2] *Active Neutron Interrogation Approach to Detect Special Nuclear Material in Containers*. R. E. Mayer, A. Tartaglione, F. Di Lorenzo, C. Sepúlveda Soza, M. Schneebeli, P. D'Avanzo, L. Capararo. *AccAp2009-International Topical Meeting on Nuclear Research Applications and Utilization of Accelerators; Satellite Meeting V Neutron Based Techniques for the Detection of Illicit Materials and Explosives*. Viena, Austria, 4 - 8 May 2009.
- [U-3] *Slow Neutron Interrogation for Detection of Concealed Substances*. R. E. Mayer, A. Tartaglione, J. J. Blostein, C. Sepúlveda Soza, M. Schneebeli, P. D'Avanzo, L. Capararo. *Third Research Coordination Meeting on Neutron Based Techniques for the Detection of Illicit Materials and Explosives*, United Nations Internat. Atomic Energy Agency (IAEA) Coordinated Research Project. Johannesburg, South Africa 16 – 20 November 2009.

Trabajo presentado en la XXXX Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 2 al 6 de diciembre de 2013

Desarrollo alcanzado en el proceso de fabricación de placas y miniplacas de U-Mo-Zry-4

LÓPEZ M., PICCHETTI B, GONZALEZ A., TABOADA H. - Gerencia del Ciclo de Combustible Nuclear – Comisión Nacional de Energía Atómica

La aleación de uranio-molibdeno (UMo) fue elegida para fabricar combustibles de alta densidad dado su buen comportamiento bajo irradiación debido a su estructura cristalina bcc de tipo metaestable. El estudio se focaliza en la utilización de estas aleaciones para desarrollar placas cuyo núcleo combustible es una fina lámina metálica de U-Mo, mal llamado núcleo monolítico. La aleación de circonio llamada zircalloy-4 (Zry-4) es ampliamente utilizada en la industria nuclear en los combustibles para centrales nucleares como revestimiento metálico, dada su baja sección eficaz de captura de neutrones y sus excelentes propiedades mecánicas y resistencia a la corrosión.

El proceso de fabricación de las miniplacas consiste en un conjunto formado por dos tapas de Zry-4 y un marco dentro del cual se encuentra el núcleo laminar de UMo; este conjunto es soldado por los bordes y co-laminado a alta temperatura. El porcentaje de molibdeno entre 7% y 10% (masa), garantiza la presencia de la estructura bcc gamma, al tiempo que no penaliza en demasía la economía neutrónica debido a la presencia del Mo⁹⁸, absorbedor neutrónico.

Con el fin de optimizar el proceso de laminación, se decidió estudiar diferentes parámetros experimentales, tales como: la temperatura de laminación, la fuerza aplicada por la laminadora y la presencia o no de huecos (gaps) entre el marco y el núcleo. Bajo estas condiciones se busca estudiar la interdifusión entre los distintos materiales, el pegado entre las partes del conjunto y la formación o no de engrosamiento transversal en los extremos del núcleo, también llamado “dog-bone”.

Los resultados experimentales muestran que 650°C es una temperatura adecuada de co-laminación; a mayores temperaturas no sólo se observa una mayor interdifusión Zry-4-UMo – fenómeno que puede llevar a la formación de acúmulos de Mo - sino que, además, el “dog bone” aumenta notablemente. Al aumentar la fuerza de laminación el mismo efecto se obtiene con respecto a la interdifusión. Además, la ausencia de gases oxidantes dentro del núcleo - como el oxígeno - es esencial para obtener un correcto pegado entre los materiales.

Con la información recolectada se busca poder llevar escalar el proceso de laminación de miniplacas a placas de mayor tamaño.

The Uranium Molybdenum alloy was the material chosen to develop the fabrication of high-density nuclear fuel, due to its excellent behaviour under irradiation, a consequence of the metastable bcc crystalline structure. At present, the study is focused on the application of this alloy to monolithic fuel plate development. Its fuel core is a thin U-Mo layer. The Zircalloy-4 (Zry-4) alloy used as cladding material is extensively known in the nuclear industry due to its low neutron capture section efficiency and excellent mechanical and corrosion resistance properties.

Miniplates fabrication process involves a welded compact made of two Zry-4 covers and a frame surrounding a monolithic U-Mo core, which is co-rolled under high temperature. The percentages of molybdenum of 7% to 10% (mass) in U-Mo alloys guarantee the presence of meta-stable bcc gamma phase and, at the same time, does not penalize the neutron economy due to Mo⁹⁸ presence.

In the case of UMo monolithic miniplates relevant parameters of fabrication, considering the behaviour of the U-Mo alloys reported in many work and in order to optimize the co-rolling process, have been revised: co-rolling temperature, compressive stress and presence of gap. Under these experimental conditions, the interdiffusion layer can be studied, binding between materials and the dog bone.

Experimental results show that 650°C is an optimal co-rolling temperature; at higher temperatures not only a bigger interdiffusion layer is observed-this phenomenon can lead to a region enriched in Molybdenum-but also a bigger dog bone is obtained. Working at higher compressive stress has the same effect in relation to the interdiffusion layer. In addition, the absence of gases in the core is essential for the correct binding of the materials. The aim is to use all the valuable information collected during the miniplates fabrication for the full-scale plate fabrication development.

Introducción

La decisión de experimentar para calificar núcleos combustibles laminares (monolíticos) radica en lograr un aumento en la densidad del combustible [1, 2, 3]. Considerando este objetivo, y teniendo en cuenta las propiedades del zircaloy-4 (Zry-4) en la industria nuclear [4], la CNEA está desarrollando miniplacas con núcleo laminar de U-Mo y Zry-4 como revestimiento metálico. El porcentaje de molibdeno varía entre 7% y 10% (masa).

La estructura cristalina *hcc* que presentan los metales como el zirconio, juega un rol muy importante en los reactores nucleares. Las propiedades microscópicas y macroscópicas que presenta este material durante la irradiación han sido bien estudiadas [5, 6, 7, 8]. El Zry-4 es la primera barrera del material radioactivo, lo que significa que debe confinar al U-235 así como a los productos de fisión. A su vez, debe mantener su integridad durante y después de la irradiación, durante el transporte y durante el almacenado del combustible tras el servicio nuclear.

Las aleaciones de uranio-molibdeno que contengan más de un 5% de Mo (masa), laminadas por encima de 565°C [8] presentarán estructura gamma metaestable. Las miniplacas laminadas a 650°C, 700°C, 750°C y 800°C presentan diferentes resultados en cuanto a la difusión UMo-Zr y la apariencia del “dog-bone”.

Además de la temperatura, se consideraron otros parámetros: la fuerza aplicada por la laminadora durante el proceso contribuye a un correcto pegado de los materiales, mientras que la ausencia de gas dentro del conjunto es esencial para obtener resultados satisfactorios.

Otro motivo por el cual se utiliza Zry-4 en vez de Al es para evitar la formación de zonas de interacción indeseables entre el U, Mo y Al, respecto del hinchado explosivo por la coalescencia de burbujas de gases de fisión. Sin embargo, cuando la interacción da lugar a un compuesto estable, como

en el caso del U, Mo y Zry-4, puede beneficiarse el pegado del núcleo con las tapas.

Materiales y métodos

Las miniplacas fueron realizadas mediante la co-laminación de un conjunto conformado por dos tapas y un marco de Zry-4, a modo de revestimiento metálico. En el centro del marco se colocó un núcleo de U-Mo (8 o bien 10% en masa). El conjunto fue soldado por los bordes externos. Posteriormente, se realizó el laminado a cuatro temperaturas diferentes: 650°C, 700°C, 750°C y 800°C.

Para estudiar el comportamiento del combustible en presencia de gases, en algunas miniplacas se dejó un espacio (*gap*) entre el marco y el núcleo.

La aleación de U-Mo fue cortada de una placa provista por el INL (*Idaho National Laboratory*) de los Estados Unidos. Los bordes y la superficie fueron pulidos con una pulidora hasta papel #1.500. El tratamiento fue finalizado con un pulido con paño y pasta de diamante de 3 µm. El mismo procedimiento fue aplicado al marco y las tapas de Zry-4.

Las dimensiones del núcleo fueron 20 mm de alto y largo y 1 mm de espesor. Las dimensiones de las tapas fueron 5 mm x 5 mm (alto y largo) y 2.7 mm de espesor. El marco fue llevado a las mismas dimensiones que la tapa, pero con un espesor de 1 mm. El espesor final de las miniplacas tras la laminación fue de 1.4 – 1.7 mm.

La laminación se llevó a cabo en varios pasos, calentando las miniplacas durante periodos de aproximadamente 5 minutos entre cada paso. Se utilizó un horno sin atmósfera controlada.

Una vez obtenidas las miniplacas se realizaron cortes con el fin de obtener pequeñas muestras correspondientes a la zona del núcleo. Las mismas fueron incluidas en acrílico y pulidas.

Finalmente, se realizaron radiografías de las miniplacas y se observaron todas las muestras en un SEM (*Scanning Electron Microscopy*). En la Tabla 1 se resumen las condiciones experimentales de preparación de cada una de las muestras.

Muestra	650LF	650LF-2	650LF-G	650HF	650HF-G	700LF	750LF	800LF
Temperatura (°C)	650	650	650	650	650	700	760	800
Presión (MPa)	371-2394	371-2394	371-2394	4372-29152	4372-29152	371-2394	371-2394	371-2394
Núcleo	Sin gap	Sin gap	Con gap	Sin gap	Con gap	Sin gap	Sin gap	Sin gap

Tabla 1. condiciones experimentales de la laminación de cada una de las miniplacas estudiadas.

La presión de la laminadora corresponde al límite máximo de fluencia durante la laminación, calculado para cada paso de la misma según la ecuación (1).

$$\bar{Y}_m = \frac{P}{2\pi.R.\Delta t.w.f} \quad (1)$$

Donde: $\bar{Y}_m$ es el límite máximo de fluencia; P es la potencia de la laminadora; R es el radio de los rodillos; Δt es la diferencia de espesor entre la muestra que entra y la que sale de la laminadora; w es el ancho de la superficie; y f es la frecuencia de giro de los rodillos.

Resultados

Las muestras 650HF fueron laminadas a 650°C y alta presión (4372-29152 MPa). La diferencia principal entre 650HF y 650HF-G es que ésta última presenta un “gap” entre el núcleo y el marco. Un corte en la placa muestra que el revestimiento metálico de Zry-4 se encuentra parcialmente despegado en la muestra 650HF-G; al contrario, la miniplaca 650HF logró pegarse completamente. En ambos casos, considerando la presión aplicada durante la laminación, puede observarse claramente una intercapa de difusión (Figura 1).

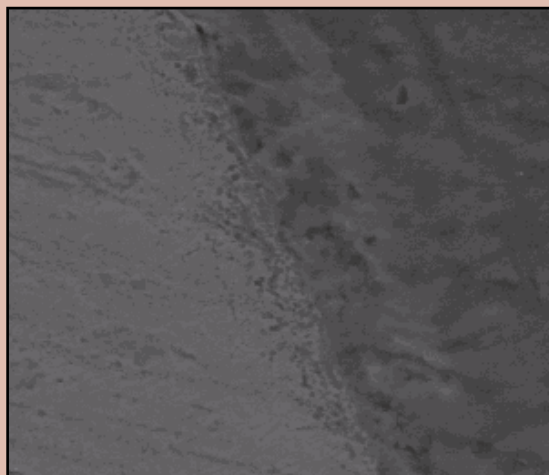
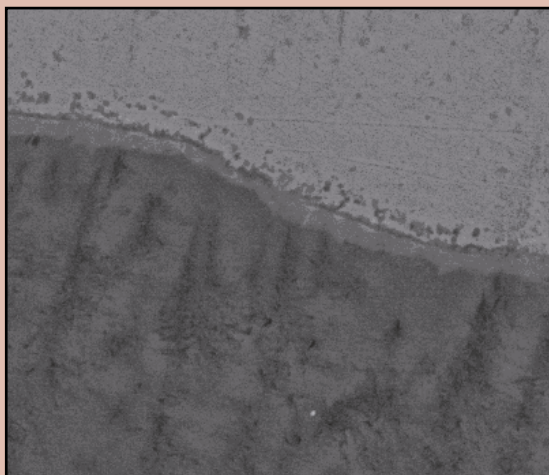


Figura 1. Imágenes obtenidas por SEM de las intercapas de difusión de las muestras: izq.: 650HF; der.: 650HF-G.

El mismo resultado se observó en las muestras laminadas a baja fuerza de laminación (371-2394

MPa) e igual temperatura: 650LF y 650LF-G. En este caso no se observa una zona de interdifusión (Figura 2).



Figura 2. Imágenes obtenidas por SEM de las intercapas de difusión de las muestras: Izq.: 650LF; Der.: 650LF

Se estudió, además, la influencia de la temperatura sobre dicha zona. Trabajando a baja fuerza de la laminadora se realizaron muestras a distintas temperaturas: 650°C, 700°C, 750°C y 800°C. Se observa en las Figuras 3, 4, 5, y 6 que a medida que aumenta la temperatura la intercapa de difusión se hace más ancha.

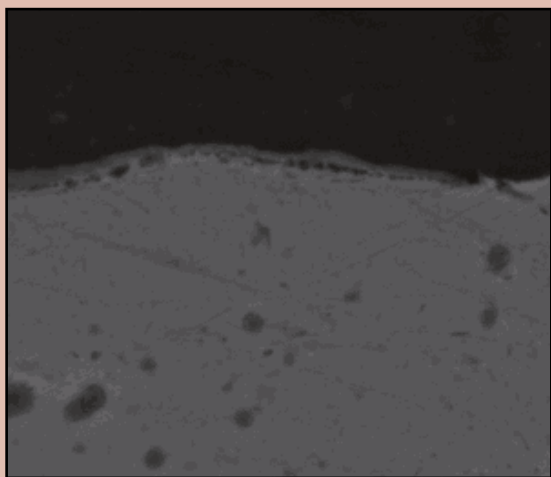


Figura 3. imagen obtenida por SEM de la muestra 650LF-2.

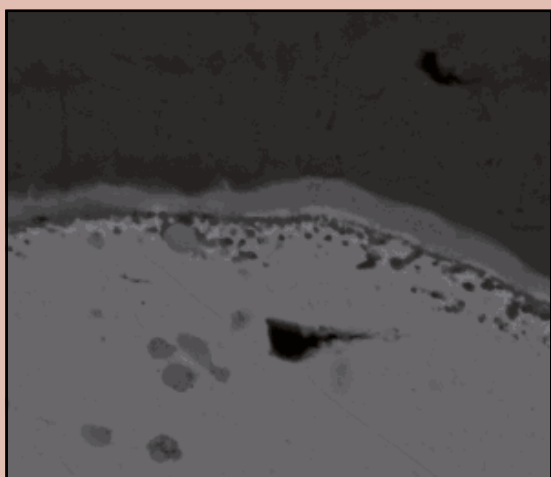


Figura 4. imagen obtenida por SEM de la muestra 700-LF.

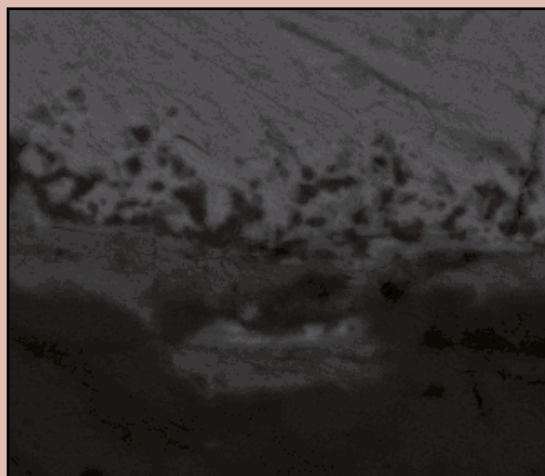


Figura 5. imagen obtenida por SEM de la muestra 750LF.

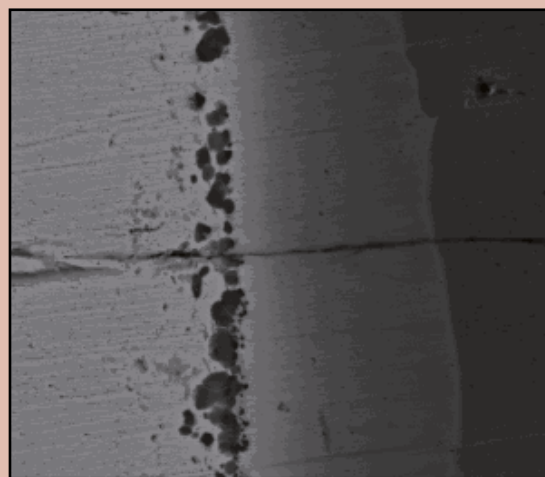


Figura 6. imagen obtenida por SEM de la muestra 800LF.

La influencia sobre la capa de interdifusión de la fuerza de la laminadora se estudió sobre una muestra laminada a 650°C, pero con una presión entre 4372 y 29152 MPa (mayor que las mostradas anteriormente). El resultado obtenido se puede observar en la Figura 1 izq. Bajo estas condiciones experimentales puede observarse claramente la zona de interdifusión.

Finalmente, se estudió la influencia de la temperatura sobre el "dog bone". Se observó que a mayor temperatura el "dog bone" obtenido es mayor.

Para estimar el espesor del mismo fueron utilizados dos métodos: un método cualitativo por

el cual se estudia el “Grey Value” obtenido en las radiografía (Tabla 2), dado que este parámetro es un indicio de la cantidad de material presente; y un método cuantitativo que consiste en la medición del espesor sobre imágenes SEM (Tabla 3).

Si bien la técnica cualitativa del “Grey Value” no brinda datos certeros, es valiosa como estimación dado que este método no es destructivo.

Temperatura	Extremo izquierdo – derecho (%)
650°C	1 - 9
700°C	27 - 38
750°C	29 - 42

Tabla 2. “Dog bone” estimado mediante el método cualitativo del “Grey Value”. La diferencia entre el espesor de los extremos con respecto al del centro es mostrado en porcentaje.

Temperatura	Espesor		
	Centro (µm)	Extremo (µm)	Diferencia (%)
650°C	260,81	269,55	3
700°C	151,02	190,74	26
750°C	268,76	401,49	49

Tabla 3. “Dog bone” estimado mediante el método cualitativo del “Grey Value”. La diferencia entre el espesor de los extremos con respecto al del centro es mostrado en porcentaje.

Discusión y conclusiones

Las condiciones óptimas de fabricación de miniplacas deben establecerse considerando varios parámetros, tales como temperatura de laminación, presencia de gases, fuerza de la laminadora, impurezas en el material y limpieza de la superficie.

La temperatura de laminación puede ser determinante de la aparición y forma del “dog bone”: a mayor temperatura de trabajo mayor es la diferencia de espesor entre los extremos y el centro. Este exceso de material en los extremos del núcleo combustible podría presentar puntos calientes, comportamiento no deseado dentro del reactor.

Este parámetro también influye en el aspecto de la zona de interdifusión. Un aumento en la temperatura de trabajo implica una mayor intercapa. No solo la temperatura, sino también al aumentar la fuerza de la laminadora se ve favorecido este fenómeno. Si bien la interdifusión puede colaborar a un correcto pegado entre los materiales, si es muy marcado puede dar lugar a acúmulos de alguno de los elementos. Si se forman acúmulos de molibdeno generándose una zona enriquecida en el mismo, pero empobrecido en uranio. De esta manera podría perderse la estructura gamma del combustible, afectando su comportamiento dentro del reactor. Más estudios son necesarios para afirmar estas hipótesis.

La ausencia de “gap” entre el núcleo y el marco (evitando así que gases permanezcan alojados dentro del conjunto) es esencial para obtener un correcto pegado. En el caso de haber oxígeno presente, se forman óxidos que evitan la unión del UMo-Zry y Zry-Zry.

Mediante el análisis realizado puede concluirse que 650°C es una temperatura correcta de laminación dado que la intercapa de difusión, si bien existe, trabajando a fuerzas de laminación alta, no es tan marcada como a mayores temperaturas. Además, el “dog bone” observado se mantuvo por debajo del 5% con respecto al espesor del centro. Por último, es esencial no dejar espacio – donde pueden alojarse gases – entre el núcleo y el marco, para evitar así la oxidación de los materiales y obtener un correcto pegado.

Referencias bibliográficas

- [1] *Metastable phases in the uranium molybdenum system and their origin* - K. Tangrit, G.I. Williams, *Journal of Nuclear Materials Volume 4, Issue 2, July 1961, Pages 226–233*
- [2] *Observations in the Sequence of UMo Monolithic Miniplates Preparation* - López, Marisol; Gonzalez, Alfredo; Taboada, Horacio - July, 2011 - ETDEWEB ID: 21449098

- [3] *Update on US High Density Fuel Fabrication Development.* C. R. Clark - G. A. Moore, J. F. Jue, B.H. Park, N. P. Hallinan, D. E. Burkes, H. Park, N.P. Hallinan, D. M. Wachs, D. E. Burkes – March 2007 – RRFM.
- [4] *Zircaloy cladding mechanical properties,* K. Hannerz, G. Vesterlund – *Nuclear Engineer and Design, Volume 33, Issue 2, September 1975, Pages 205–21*
- [5] *M. Griffiths, Philosophical Magazine A 63 n° 5 (1991) 835-847*

- [6] *R. A. Johnson, Philosophical Magazine A 63 n° 5 (1991) 865-872.*
- [7] *A.G. Mikhin, Yu. N. Osetsky and V. G. Kapinos, Philosophical Magazine A 70 n° 1 (1994) 25-33.*
- [8] *A. M. Monti, A. Sarce, E. J. Savino, C. N. Tomé, Philosophical Magazine A63 n°5 (1991) 925-936*

Trabajo presentado en la XL Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 2 al 6 de diciembre de 2013.



Mutual Cnea
Cumplió ya 34 Años
acompañando a la
Actividad Nuclear

La Mutual CNEA es el exitoso fruto de la inquietud de un grupo de empleados de la CNEA que, con espíritu solidario, concibió la creación de un fondo compensador que mejorase la situación de jubilados y pensionados de la actividad nuclear

**14 DELEGACIONES EN TODO EL PAÍS
MÁS DE 1863 ASOCIADOS**

**669 COMPLEMENTOS JUBILATORIOS Y
518 COMPLEMENTOS PENSIONARIOS
OTORGADOS VIGENTES**

BENEFICIOS PARA LOS ASOCIADOS
Complementos jubilatorio o pensionarios
Créditos hipotecarios, personales y otros
Subsidios por casamiento, nacimiento/adopción o fallecimiento
Descuentos en comercios y hoteles adheridos

**CONSULTE CONDICIONES DE
INGRESO O REINGRESO EN
SU DELEGACIÓN**

**MUTUAL DEL PERSONAL DE
LA COMISIÓN NACIONAL DE
FONDO COMPENSADOR DE
LA ACTIVIDAD NUCLEAR**
Administración Central:
Tel/Fax: 011-4701-0355 / 5059
11 de septiembre No4366/68
(C1429BJF) C.A.B.A.
Info@mutualcnea.com.ar
ENERGÍA ATÓMICA

Durabilidad de un hormigón armado candidato para la construcción del repositorio de residuos radioactivos de nivel bajo y medio de actividad

DUFFÓ G. (1,2,3), ARVA E. (1,4), SCHULZ F. (2,3) VAZQUEZ D. (1,3) - (1) Gerencia de Materiales - Comisión Nacional de Energía Atómica - (2) Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET) - (3) Universidad Nacional de Gral. San Martín - (4) Programa Nacional de Gestión de Residuos Radioactivos - Comisión Nacional de Energía Atómica

Desde 1950 la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) está involucrada en la investigación y desarrollo asociados a las aplicaciones de la energía nuclear, entre éstas, la manipulación y disposición final de los residuos radioactivos generados por dichas aplicaciones. Con este propósito se creó el Programa Nacional de Gestión de Residuos Radioactivos (PNGRR) [1], el cual tiene como uno de sus objetivos el diseño de una instalación para la contención de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio. Como el componente mayoritario del repositorio es el hormigón armado, es imprescindible el estudio de los mecanismos de degradación del mismo, los cuales determinan su durabilidad. A tal fin se llevó a cabo un monitoreo en una pared expuesta al ambiente exterior e instrumentada con sensores de corrosión y en probetas de laboratorio, construida con hormigón con cemento que contiene adiciones de escoria de alto horno, por un tiempo aproximado de 6,5 años. A partir de los resultados de laboratorio se calculó que para un periodo de 300 años, tiempo de aislamiento de residuos radioactivos de bajo y medio nivel de actividad, el perfil carbonatado no alcanzaría las armaduras. Además, el potencial de corrosión se mantuvo en valores que indican una correcta pasivación de las armaduras, mientras que la velocidad de corrosión se mantiene inferior al valor límite recomendado por la literatura. Las mediciones en campo demuestran que a partir de los 1.250 días el material alcanzó la pasividad. Consistentemente, la velocidad de corrosión se encuentra en general con valores entre moderados y bajos, decrecientes y finalmente menores al límite mencionado.

Since 1950, the Argentine Atomic Energy Commission performed research and development activities related to the applications of nuclear energy, such as management and final disposition of radioactive waste produced by nuclear activities performed in the country. For such purposes, the National Programme of Radioactive Waste Management was created, one of which main objectives is the design of an intermediate and low level radioactive waste repository. As the major component of this repository is reinforced concrete, it is of the essence to study mechanisms of its degradation since it determines its durability. For such purposes, a monitoring of about six and half years was carried out on a wall exposed to environmental conditions by means of corrosion sensors embedded in the prototype and in laboratory specimens. In both cases, a reinforced concrete made of blast furnace cement was used. Laboratory specimens show that, after 300 years, the institutional control time for low and intermediate level radioactive waste, the carbonated profile depth will be less than the concrete cover thickness. In addition, the corrosion potential belongs to the low corrosion risk range, while the corrosion rate is lower than the limit recommended by the literature for such type of facilities. Measurements in the field show that, over the last two years, the potential of corrosion has been kept in the low corrosion risk range. As regards the corrosion rate, it is between moderate and low, showing a decreasing trend and, finally, this parameter is lower than the mentioned limit.

1. Introducción

En la Argentina se desarrollan diferentes actividades asociadas a la energía nuclear. Entre estas actividades podemos citar algunas tales como la extracción del uranio, la producción de radioisótopos para aplicaciones médicas, la medicina nuclear, la extensión de vida de plantas nucleares, producción de elementos combustibles para reactores de investigación y la manipulación de todo material radiactivo durante todo su ciclo. Desde 1950 la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) está involucrada en la investigación y

desarrollo asociados a las aplicaciones de la energía nuclear, entre éstas, la manipulación y disposición final de los residuos radioactivos generados por las actividades mencionadas. Con este propósito se creó el Programa Nacional de Gestión de Residuos Radioactivos (PNGRR) [1], el cual tiene como uno de sus objetivos el diseño de una instalación para la contención de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio. Este tipo de residuos consiste principalmente en resinas de intercambio iónico utilizadas en el circuito primario de los reactores de las plantas de energía nuclear, los cuales necesitan un tiempo de confinamiento seguro de 300 años.

El modelo y diseño de repositorio seleccionado está basado en el que fue construido en El Cabril (España) [2], y que consta de un sistema de barreras independientes y redundantes de hormigón armado, emplazado en una formación geológica. Como se muestra en la Figura 1, en este diseño los residuos son acondicionados e inmovilizados en una matriz cementicia dentro de tambores metálicos de 200

litros. Una cantidad definida de estos tambores va ubicada dentro de un contenedor de hormigón armado y, a su vez, una cierta cantidad de contenedores se ubican dentro de una celda, de hormigón armado también. Esta última se encuentra emplazada en la formación geológica (barrera externa) [2].

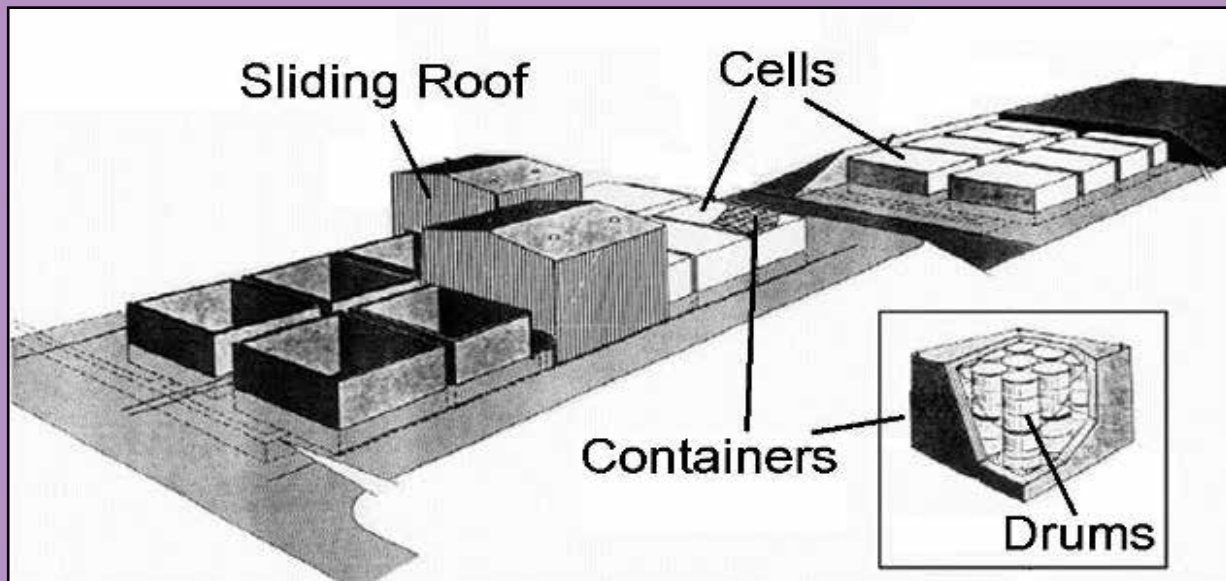


Figura 1. Esquema del diseño del repositorio.

Como el componente mayoritario del repositorio es el hormigón armado, es imprescindible el estudio de los mecanismos de degradación del mismo, los cuales determinan su durabilidad. La durabilidad del hormigón armado dependerá tanto del medio en el que se encuentra el material, como así también de factores de diseño como son, entre otros, el tipo de componentes, la proporción de éstos en la mezcla y las técnicas de fabricación.

En el presente trabajo se presentan y analizan los resultados concernientes al comportamiento frente a la corrosión de armaduras de acero embebidas en una formulación a base de cemento de escoria de alto horno, candidata a ser usada para la construcción del repositorio. Se trabajó con probetas de laboratorio para la determinación de la velocidad de carbonatación, potencial de corrosión y velocidad de corrosión. Al mismo tiempo, realizaron mediciones sobre una pared expuesta a condiciones naturales, en contacto con suelo y atmósfera, instalada en el predio del Centro Atómico Constituyentes. La misma fue instrumentada con sensores de corrosión

[3] mediante los cuales se monitorean “*in-situ*” los parámetros de potencial y velocidad de corrosión, como así también la resistividad eléctrica del hormigón, el flujo de oxígeno y la temperatura en dicha pared.

2. Procedimiento experimental

Se realizaron mediciones sobre probetas expuestas al ambiente interior del laboratorio y sobre una pared, denominada prototipo, expuesta al medio exterior en el Centro Atómico Constituyentes, ubicado en una zona semi-industrial. Sobre esta pared se realizó un monitoreo en campo de los parámetros electroquímicos involucrados en la corrosión de las barras de refuerzo, la que representaría a una celda de un repositorio de residuos radiactivos de nivel de actividad bajo y medio (barrera de hormigón armado exterior sometida a las condiciones de mayor agresividad). La formulación usada en ambos casos fue a base de cemento de escoria de alto horno (CAH), formulación candidata a ser empleada en

el repositorio, elegida de acuerdo a los siguientes criterios de selección de materiales: disponibilidad en el mercado, propiedades mecánicas, buena resistencia a la compresión, trabajabilidad, constancia en las características mecánicas, físicas y químicas y bajos contenidos de aluminato tricálcico, aluminoferrito tetracálcico, ferrito dicálcico, alcalinos totales y de óxido de calcio libre. Una vez realizada la colada, las probetas fueron curadas por 28 días.

En el laboratorio se monitorearon los parámetros de velocidad de carbonatación, potencial de corrosión (E_c) y velocidad de corrosión (V_c). Las probetas empleadas para medir la velocidad de carbonatación son de geometría cilíndrica de 10 cm de diámetro y 20 cm de altura y una probeta típica es

como la que se muestra en la Figura 2 (a).

Los parámetros electroquímicos (E_c y V_c) se midieron sobre probetas prismáticas con dimensiones de 15x15x25 cm³ (Figura 2 (b)). Cada una de estas probetas posee 3 barras de acero provenientes de un seccionamiento de una malla de acero electrosoldada comercial, fabricada por la empresa Acindar. Las mismas se extrajeron de la malla tal como fue recibida de fábrica, sin trazas de óxido. Entre las 3 barras presentes en cada probeta, una se cortó de manera tal que contenga dos soldaduras, a diferencia de las otras dos que se extraen de manera tal de no verse afectadas por soldaduras, tal como se muestra en la Figura 2 (c).

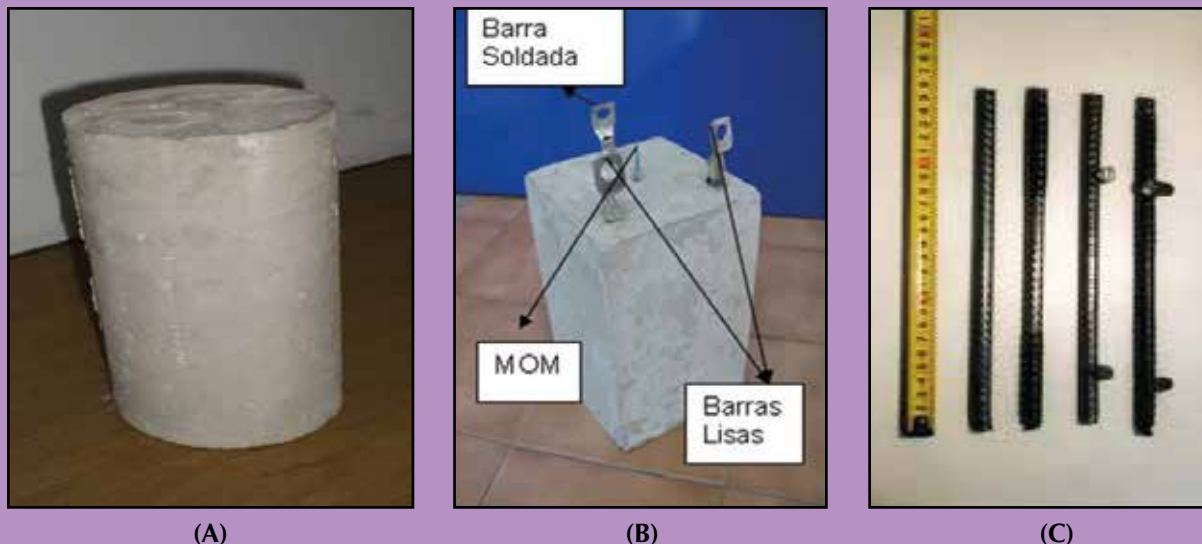


Figura 2. (a) Probeta de hormigón para ensayos de carbonatación. (b) Probeta de hormigón armado finalizada (c) Barras extraídas de una malla electrosoldada comercial, sin óxido, con y sin soldaduras.

Las barras tienen un diámetro de 1 cm y presentan un área expuesta de 30 cm². La composición química del acero de las barras de refuerzo es: C, 0,41%; Mn 0,73%; Cu, 0,27%; Ni, 0,13%; Si, 0,28%; P, <0,01; S, 0,02; N, 0,008.

Las probetas se construyeron en el Instituto Nacional de Tecnología Industrial (INTI), luego fueron expuestas al ambiente del laboratorio con temperaturas entre 20 y 25 °C y humedad relativa entre 60 y 70%, por un periodo aproximado de 2.650 días.

La velocidad de carbonatación se midió mediante el “test” de la fenolftaleína, sobre probetas cilíndricas. Las mismas, una vez coladas y dejadas curar por un período de 28 días, fueron expuestas al ambiente de

laboratorio, tomando muestras a los 3,4, a los 5,7 y a los 7,2 años. En la medición de los parámetros electroquímicos cada barra de acero actúa como electrodo de trabajo (ET) y se emplea un electrodo de referencia (ER) de iridio y tantalio [4]. Este electrodo se incorporó a cada probeta en el momento de ser fabricada, siendo el mismo embebido en el hormigón, al igual que las barras de acero.

Para determinar e informar el potencial de corrosión respecto a un electrodo conocido, se midió el potencial del ER respecto a un electrodo de sulfato de cobre saturado. La velocidad de corrosión se calculó a partir de la determinación de la corriente de corrosión, la cual es obtenida a partir de la adición del valor de la resistencia de polarización

(Rp), aplicando el método de LPR (*linear polarization resistance*), a este parámetro medido se descontó el valor de la resistencia del hormigón entre los electrodos ER y ET.

Una vez obtenido el valor de Rp se calculó la corriente de corrosión mediante la relación de Stern y Geary [5], $i_c = B/R_p$, donde B, donde los valores de la constante B, para diferentes potenciales de corrosión, fueron determinados por la literatura [6]. Las mediciones se realizaron mediante un potenciostato marca Gamry Instruments modelo DHC1.

El diseño del material expuesto al ambiente exterior consistió en una pared en forma de L cuyo espesor es de 40 cm y cada brazo de la L de 150 cm de largo, cuya foto se muestra en la Figura 3 (a). Las

armaduras fueron las mallas metálicas mencionadas para las probetas en ambiente de laboratorio (Figura 3 (b)).

Se instrumentó dicho prototipo con 3 sensores de corrosión embebidos y ubicados en su interior, los cuales permitieron monitorear los siguientes parámetros: potencial de corrosión, densidad de corriente de corrosión, resistividad eléctrica del hormigón, temperatura y disponibilidad de oxígeno en el interior de la estructura.

Cumplidos los 28 días de curado del hormigón, se comenzó el monitoreo de los parámetros mencionados, presentándose en este trabajo los resultados hasta aproximadamente los 2.150 días.



(A)



(B)

Figura 3. (a) Fotografías del prototipo de una celda del repositorio. (b) Armaduras de acero ubicadas en el molde antes de realizar la colada del hormigón.

3. Resultados y discusión

La Figura 4 muestra los valores de la velocidad de carbonatación en este trabajo (curva verde) comparado con los obtenidos por Andrade y col. [7] en el repositorio ubicado en El Cabril. En nuestros ensayos observamos que la velocidad de carbonatación es decreciente en el tiempo. La penetración del dióxido de carbono obtenida a 7,2 años de exposición fue de 6,9 mm, estos valores dan una velocidad de carbonatación de 2,59 mm.año^{-0,5}.

Teniendo en cuenta el valor de velocidad de penetración del CO₂ obtenido para este tipo de hormigón, se calcula que luego de 300 años el perfil carbonatado alcanzaría una penetración de 44,9 mm.

Puede verse que los valores son mayores que aquellos obtenidos en el repositorio de El Cabril; sin embargo, son lo suficientemente bajos como para

cumplir con las especificaciones de durabilidad para este tipo de repositorios (al menos 300 años) ya que el espesor de recubrimiento propuesto es de 50 mm.

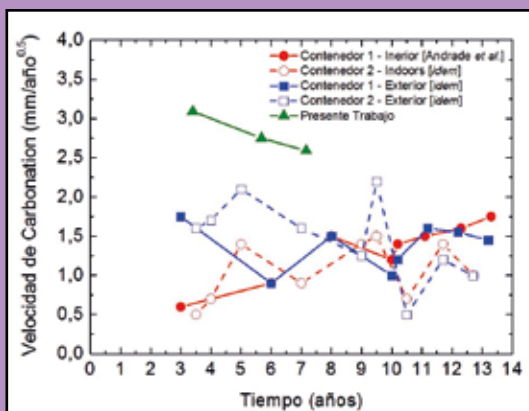
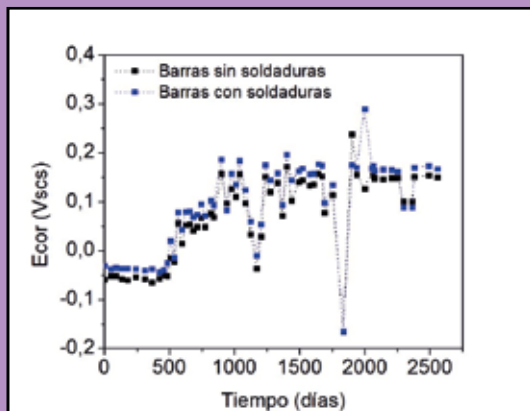


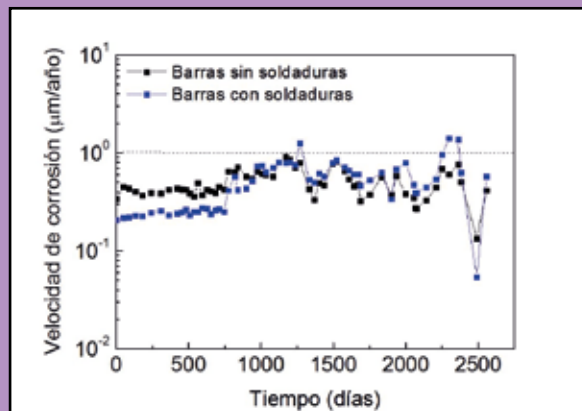
Figura 4. Velocidad de penetración de dióxido de carbono.

En la Figura 5 (b) puede verse que la velocidad de corrosión se mantiene en el orden de $0,1 \mu\text{m/año}$, siendo este valor inferior al valor límite recomendado para un contenedor de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio, según Andrade y col. [9]. En lo que respecta a la presencia de soldaduras, puede

apreciarse que no existe diferencia sustancial entre las barras con soldadura y las libres de soldadura, tal como puede observarse tanto en el gráfico de potencial de corrosión como en el de velocidad de corrosión.



(A)



(B)

Figura 5. (a) Evolución temporal del potencial de corrosión.
(b) Evolución temporal de la velocidad de corrosión.

La Figura 6 muestra la evolución de la temperatura dentro del prototipo así como la temperatura externa al mismo, tomada en el mismo lugar donde el prototipo está instalado. Se puede ver que la

temperatura interna siempre es superior que la externa, siendo en los veranos cuando es mayor la diferencia, casi de 15°C .

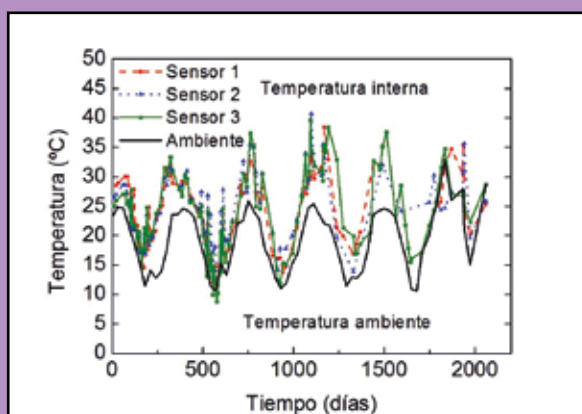
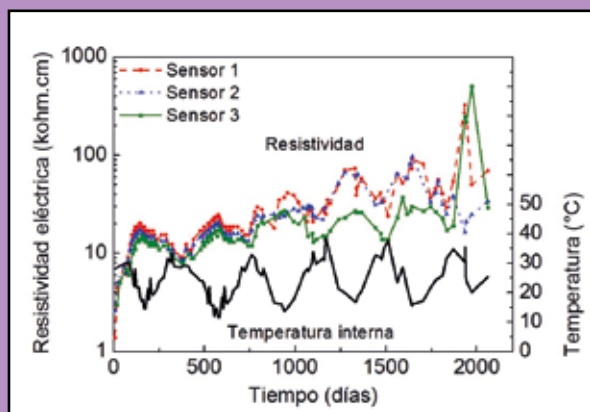


Figura 6. Evolución de la temperatura interna en comparación con la temperatura ambiente.

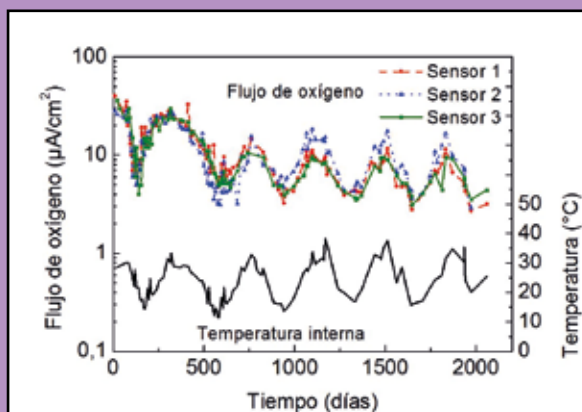
En la Figura 7 (a) se muestra la evolución con el tiempo de la resistividad eléctrica del hormigón del prototipo (en el mismo gráfico se incluye la temperatura del sensor 1). Puede notarse que la progresión del proceso de hidratación del hormigón se ve reflejada en el incremento de la resistividad.

Por otro lado, puede verse que los valores de este parámetro están influenciados por los ciclos de temperatura de modo que a mayor temperatura, menor resistividad eléctrica.

La Figura 7 (b) muestra la evolución en el tiempo del flujo de oxígeno, en la que también se incluye la evolución de la temperatura interna de la estructura (determinada con el sensor 1). Puede verse que hay un progresivo decremento en el flujo de oxígeno y que, nuevamente, los ciclos de temperatura a lo largo del año influyen a la cantidad de oxígeno que alcanza las barras de refuerzo, de modo que a mayor temperatura mayor es el flujo de oxígeno.



(A)



(B)

Figura 7. (a) Evolución de la resistividad eléctrica con el paso del tiempo, incluyendo la evolución de la temperatura. (b) Ídem (a) mostrando el flujo de oxígeno.

En la Figura 8 se muestran las mediciones del potencial de corrosión y de la velocidad de corrosión, incluyéndose en ambos casos la temperatura en el interior del prototipo registrada mediante el sensor 1. Puede verse que el potencial de corrosión se mantiene casi constante hasta aproximadamente los 1.250 días, alrededor de los -0.2 VSCE, límite entre los rangos de potenciales correspondientes a probabilidad de corrosión activa baja e intermedia. Luego los potenciales aumentan, manteniéndose los valores de los 3 sensores en el nivel de probabilidad de corrosión activa bajo.

Por su parte, la velocidad de corrosión comienza en 30 μ m/año y luego de 1 año ha descendido y se mantiene en valores entre 1 y 5 μ m/año, valores bajos según la literatura [9], mostrando una tendencia

general decreciente. Finalmente, a partir de los 1.900 días los valores disminuyen y corresponden al nivel despreciable, es decir, por debajo del límite mencionado. Por otro lado, podemos ver que el comportamiento de la velocidad de corrosión también se ve influenciado por los ciclos de temperatura, siendo que a mayor temperatura la velocidad de corrosión es mayor. Se destaca que este parámetro no tiene una correlación tan directa con la temperatura como la tienen la disponibilidad de oxígeno y la resistividad eléctrica (de manera inversa) y parece mostrar menor dispersión a partir de los 1.300 días, cuando el acero se encuentra claramente pasivado según lo analizado respecto a los valores del potencial de corrosión, Figura 8 (a) y 8 (b).

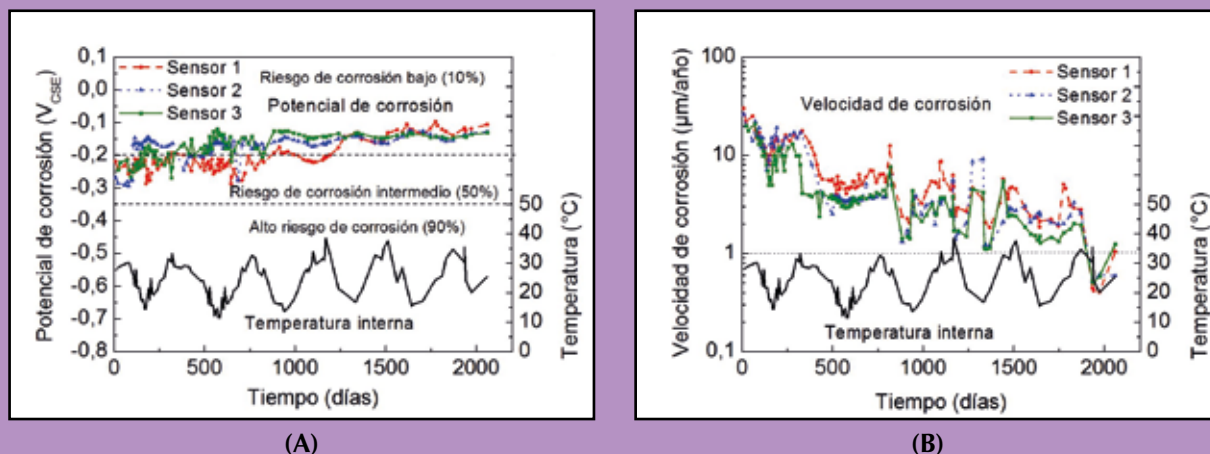


Figura 8. (a) Evolución del potencial de corrosión y temperatura en el prototipo.
(b) Ídem (a), exponiendo la velocidad de corrosión.

Si se comparan los resultados obtenidos para las probetas en ambiente de laboratorio con los del prototipo, se determina que las armaduras en las probetas se encuentran pasivadas durante todo el tiempo de monitoreo, con baja probabilidad de corrosión activa (según el potencial de corrosión); mientras que las armaduras del prototipo se encuentran en el límite entre probabilidad de corrosión baja e intermedia hasta aproximadamente los 1.250 días. Consistentemente, los valores de la velocidad de corrosión en las armaduras del prototipo se mantienen en valores más altos, entre moderados y bajos, respecto a los de las probetas de laboratorio (despreciables), y en los últimos 100 días pasaron finalmente a ser inferiores al límite recomendado por la literatura para su aplicación en repositorios de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio.

La explicación a este fenómeno la encontramos en que las barras de refuerzo a emplearse en las probetas de laboratorio estaban libres de oxidación al momento de ser incluidas en las probetas (Figura 2 (b)), mientras que las armaduras del prototipo permanecieron expuestas durante 4 meses a la intemperie (ambiente urbano semi-industrial), antes del hormigonado, razón por la cual se encontraban recubiertas por una capa de óxido (Figura 3 (b)).

Al contrario de lo que sucede con un acero libre de oxidación, la capa de óxido preexistente no asegura la correcta pasivación del acero cuando el mismo se encuentra embebido en el hormigón (mojado por la humedad alcalina del mismo), aún cuando el hormigón no se encuentre carbonatado y posea una concentración de cloruros muy baja [10-13].

Sin embargo, puede observarse una tendencia general decreciente en la velocidad de corrosión en la pared expuesta al medio exterior durante todo el período de monitoreo, con valores finales despreciables como fue mencionado.

Por último, debe destacarse que el ambiente exterior al que está expuesto el prototipo podría ser un factor extra en su comportamiento desfavorable observado en comparación con las probetas expuestas al ambiente exterior. Sin embargo fue analizado en [14] que ambos tipos de ambientes no modifican el comportamiento a la corrosión de las armaduras, sino que trabajando con probetas expuestas al ambiente de laboratorio y ambiente externo, las velocidades de corrosión resultan ser similares.

4. Conclusiones

Los valores de velocidad de carbonatación medidos en probetas en ambiente de laboratorio son consistentes con las especificaciones de durabilidad para repositorios de residuos radioactivos de nivel de actividad bajo y medio. Será de suma importancia la comparación de los resultados hasta aquí obtenidos con los análogos que se obtendrán cuando se extraigan muestras del prototipo expuesto al ambiente exterior.

Puede apreciarse el impacto de la temperatura en la resistividad eléctrica, el flujo de oxígeno y la velocidad de corrosión en el prototipo.

Los resultados del potencial y velocidad de corrosión medidos en el prototipo no concuerdan en general con los obtenidos en laboratorio. Esto es atribuible al uso de armaduras previamente oxidadas

a la intemperie, lo cual impide la efectiva pasivación del acero en contacto con la humedad alcalina del hormigón, lo que concuerda con la literatura.

En general, mediante el uso de armaduras libres de óxidos, se puede lograr que las mismas se mantengan pasivadas y con una velocidad de corrosión inferior al valor límite recomendado por la literatura.

Teniendo en cuenta el comportamiento de las armaduras accidentalmente oxidadas antes de ser embebidas, cuya velocidad de corrosión es en general decreciente, pasando finalmente a ser despreciable y sus potenciales de corrosión terminan perteneciendo a la zona pasiva, resulta imprescindible la continuidad en la investigación para poder asegurar la permanencia de los parámetros en dichos niveles.

Referencias Bibliográficas

1. Convención sobre Gestión y Seguridad de Combustibles Gastados y Residuos Radioactivos. Reporte Nacional (2003), <http://www.cab.cnea.gov.ar/residuos/CC2003/001-Index.pdf>.
2. F. M. Schütz, Evaluación de barreras ingenieriles para la construcción del repositorio de residuos radiactivos de nivel de actividad bajo y medio; 2009, Instituto Sabato (Argentina), tesis de maestría, p. 1-8.
3. G. S. Duffó and S. B. Farina, *Development of an embeddable sensor to monitor the corrosion process of new and existing reinforced concrete structures. Construction and Building Materials*, Vol. 23 (2003), p. 274-275.
4. G. S. Duffó, S. B. Farina and C. M. Giordano, *Characterization of solid embeddable reference electrodes for corrosion monitoring structures. Electrochim. Act.*, Vol. 54 (2009), p. 1010-1020.
5. M. Stern, A.L. Geary, *Electrochemical Polarization: I. J. Electrochem. Soc.*, Vol. 104, (1957), p. 56-63.
6. C. Andrade, M. C. Alonso and J. A. Gonzalez, *Corrosion rates of steel in concrete, ASTM-SP 1065*, 29; 1990, American Society of Testing and Materials.
7. C. Andrade, I. Martinez, M. Castellote, P. Zuloaga, *Some principles of service life calculation of reinforcements and in situ corrosion monitoring by sensors in the radioactive waste containers of El Cabril disposal (Spain), J. of Nuclear Materials*, Vol. 358 (2006), p. 82-95.
8. ASTM C 876, *Standard test method for half-cell potential for uncoated reinforcing steel in concrete. American Society of Testing and Materials, Philadelphia*, 1991.
9. Andrade and J. A. Gonzalez, *Quantitative measurements of corrosion rate of reinforced steels embedded in concrete using polarization resistance measurements. Werkstoffe und Korrosion*, Vol. 29 (1978), p. 515-519.
10. J.A. Gonzalez, E. Ramirez, A. Bautista, S. Feliu, *The behavior of pre-rusted steel in concrete, Cem. Concr. Res.*, Vol. 26 (1996), p. 501-511.
11. P. Novak, R. Mala, L. Josta, *Influence of pre-rusting on steel corrosion in concrete, Cem. Concr. Res.*, Vol. 31 (2001), p. 589-593.
12. T.U. Mohammed, H. Hamada, *A discussion of the paper "Influence of pre-rusting on steel corrosion in concrete" by P. Novak, R. Mala, and L. Josta. Cem. Concr. Res.* Vol. 33 (2003), p. 1103-1105.
13. J.A. González, J.M. Miranda, E. Otero, S. Feliu, *Effect of electrochemically reactive rust layers on the corrosion of steel in a Ca(OH)₂ solution. Corros. Sci.*, Vol. 49 (2007), p. 436-448.
14. G.S. Duffó, S.B. Farina, E. A. Arva, C.M. Giordano and C.J. Lafont, *Durability of concrete vaults for radioactive waste disposal, High-Performance Concrete Structures and Materials, SP-253, American Concrete Institute (ISBN 978-0-87031-277-9), (2008), p. 1-12.*

Trabajo presentado en la XL Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 2 al 6 de diciembre de 2013

CNEA comienza la construcción del primer reactor de potencia 100% argentino

La primera fase de construcción estructural de la obra civil de la central nuclear CAREM 25, primer reactor de potencia desarrollado íntegramente en la Argentina, se inició el 8 de febrero en la localidad bonaerense de Lima, provincia Buenos Aires, en un predio próximo a las Centrales Nucleares Atucha I y II. Si bien existen otros proyectos de reactores similares en el mundo, este es el primero que se empieza a construir, lo cual es un orgullo no sólo para el sector nuclear si no para todos los argentinos", indicó la titular de la CNEA, Lic. Norma Bolero, quien encabezó el inicio del hormigonado del primer edificio del proyecto.

En la construcción del CAREM 25, el Estado Nacional invertirá 3.500 millones de pesos, incluyendo la infraestructura necesaria para su desarrollo en los Centros Atómicos Bariloche, Constituyentes y Ezeiza, y en la Sede Central de la CNEA.

Este ambicioso proyecto, además de reafirmar la capacidad para el desarrollo y puesta en marcha de centrales nucleares en el país, perfila a la Argentina como uno de los líderes mundiales en el segmento de reactores de baja y media potencia, con un amplio horizonte para el abastecimiento eléctrico de zonas alejadas de los grandes centros urbanos o polos fabriles con alto consumo de energía.

En la construcción de las centrales CAREM se prevé que - al menos - el 70 por ciento de sus insumos, componentes y servicios vinculados sea provisto por empresas nacionales calificadas bajo estándares internacionales de calidad supervisados por la CNEA. Así, el proyecto CAREM 25 será también un dinamizador del sector industrial-tecnológico de punta en nuestro país.

CNEA suma en la lucha contra el cáncer

La CNEA, a través de la Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN), inauguró en el Hospital de esa Fundación un nuevo equipamiento: un acelerador lineal de última generación con características únicas en el país, al tener incorporado un tomógrafo computado que permite la técnica más avanzada en el tratamiento guiado por imágenes (IGRT), lo que lo ubica a la altura de los más prestigiosos centros internacionales para la lucha contra el cáncer. La IGRT se usa para tratar tumores en áreas del cuerpo propensas al movimiento, tales como los pulmones (afectados por la respiración), el hígado, y la próstata, así como tumores ubicados cerca de órganos y tejidos críticos. Mediante esta técnica, los especialistas en la toma de imágenes están maximizando las capacidades de la radioterapia para destruir el cáncer y a la vez minimizar sus efectos en los tejidos y órganos sanos, así como otros efectos secundarios del tratamiento. De este modo su puede circunscribir al tumor, optimizando la dosis terapéutica y evitando la sobredosificación en los tejidos normales, dirigiendo la radiación con mayor precisión a la zona afectada y evitando al tejido sano circundante.

CNEA fabricará elementos combustibles para Perú

La Argentina obtuvo la adjudicación de una licitación realizada por Organismo Internacional de Energía Atómica para proveer de combustible al reactor de investigación RP-10 del Perú, por un monto cercano a los dos millones de dólares. La ganadora fue una propuesta conjunta presentada por la empresa INVAP S.E. y la CNEA. Se trata de 22 elementos combustibles y 7 elementos de control que serán elaborados por la CNEA en sus instalaciones de fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación y laboratorios de caracterización, en el Centro Atómico Constituyentes.

El reactor de investigación RP-10 fue diseñado y construido para el Instituto Peruano de Energía Nuclear por la CNEA. Este reactor (de 10 megavatios de potencia), que entró en funcionamiento en 1988, está situado en el Centro Nuclear Oscar Miro Quesada de la Guerra, en Huarangal, Lima, y se utiliza para la producción de radioisótopos. Además, es una "unidad escuela" de formación de personal en irradiación de materiales y de investigación aplicada en física de reactores e ingeniería nuclear.

La presente adjudicación representa exportación de conocimiento y tecnología 100% argentinos, genera divisas al país y ratifica el reconocimiento regional e internacional al desarrollo de la Argentina en materia nuclear.

Marco multitudinario para la presentación de la nueva Planta de Uranio

Una asistencia representativa de los más diferentes sectores de la comunidad formoseña asistió a la presentación pública del Polo Científico y Tecnológico Formosa y del proyecto para la Nueva Planta de Uranio (NPU) de la empresa DIOXITEK S.A. que existe la intención de radicar en un predio ubicado a 16 kilómetros de la ciudad de Formosa. El Polo incorpora un área en la cual se pueden desarrollar actividades industriales, siendo justamente una de las primeras propuestas interesadas en radicarse, la citada nueva planta de DIOXITEK. Se trató de la primera jornada de información pública preparatoria de la correspondiente audiencia pública a celebrarse próximamente. Un equipo de expertos e investigadores de la CNEA, presididos por su Vicepresidente Ing. Mauricio Bisauta, y de DIOXITEK, en medio de gran expectación e interés por parte del público asistente, expuso en detalle sobre el proyecto, respondiendo a preguntas y despejando dudas que el auditorio les iba transmitiendo, entre el cual se contaban legisladores nacionales y provinciales e inclusive vecinos de la hermana República del Paraguay. Cada interpelación fue respondida, debiéndose considerar como muy positivo el gran interés en informarse puesto de manifiesto por la ciudadanía, la mejor manera de despejar dudas y no dejarse llevar por mensajes distorsionados. En relación con la nueva planta se dejó claro que se trata del desarrollo de un proceso industrial seguro, que empleará la más alta tecnología, y que no reviste riesgo alguno para los seres vivos y el medio ambiente. Se puso de relieve que tratará de una planta moderna construida totalmente a nuevo y no del traslado de la actual planta que la citada empresa posee en Córdoba, que ha quedado tecnológicamente obsoleta, subrayándose que se trata de algo totalmente diferente con la más avanzada tecnología.

Los expertos exhibieron y manipularon ante el auditorio muestras de la materia prima y del producto ya terminado a través del proceso actual en uso, demostrando así que no se trata de un material nocivo para la salud o el medio ambiente. Acerca de comentarios sobre supuestos riesgos ambientales a partir de residuos tóxicos a producir por la planta se aclaró que la misma tendrá volcamiento cero, o sea que no habrán residuos sólidos, ni líquidos ni gaseosos, que vayan a ser transferidos al medio ambiente, y que la planta dispondrá de un sistema de corrientes gaseosas de absorción, lavado, neutralización y recolección, y vuelta a la planta en forma líquida, por lo que saldrá por la chimenea será únicamente aire.

Aporte de la CNEA al proyecto del satélite argentino SAOCOM

La CNEA, en el marco de un contrato específico con la Comisión Nacional de Actividades Espaciales (CNAE) asumió el desarrollo y fabricación de una antena para un instrumento radar de apertura sintética que forma parte del instrumento principal del satélite SAOCOM (Satélite Argentino de Observación con Microondas). En el Centro Atómico Constituyentes, en instalaciones construidas con tal propósito, en una sala limpia clase 100.000, se realiza el diseño, fabricación e integración de los paneles estructurales de aproximadamente 3 m por 1,4 m, de los módulos radiantes y de los mecanismos incorporados, así como también el diseño y la ingeniería de detalle de todo el equipamiento necesario para la integración del conjunto y la realización de ensayos de despliegue simulando las condiciones de gravedad que tendrá la antena en el espacio. La Antena SAR tendrá, una vez desplegada, una superficie de 35 m², dividida en 7 paneles, con el central fijo a la plataforma de servicio del satélite y dos conjuntos de paneles desplegables a cada lado. Cada panel está conformado por una estructura sobre la que se instalan los mecanismos que permiten el despliegue, los componentes electrónicos que forman parte del instrumento y 20 módulos radiantes que forman la antena propiamente dicha, es decir, se encargan de emitir y recibir las señales electromagnéticas. La CNEA completó la integración del modelo estructural de la antena, que forma parte de un conjunto de modelos de calificación que se emplean para probar todos los requerimientos de diseño que tiene el proyecto. Este modelo, de aproximadamente 1.400 kg de masa, está formado por el conjunto del panel central y la estructura que lo vincula a la plataforma del satélite, un conjunto de paneles desplegables y una estructura que simula el otro conjunto de paneles. La CNEA envió el modelo estructural de la Antena SAR a las empresas INVAP S.E. y Centro de Ensayos de Alta Tecnología S.A. en San Carlos de Bariloche, donde se realizan a partir de abril los ensayos de calificación.

Tercer Foro Nacional "Mujeres en Ciencia, Tecnología y Sociedad"

La tercera edición del Foro Nacional Interdisciplinario "Mujeres en Ciencia, Tecnología y Sociedad" se llevó a cabo en mayo, en el Centro Atómico Bariloche, organizado por la CNEA junto con el Ministerio de Ciencia, Tecnología e Innovación Productiva y el Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET). Esta edición del Foro tuvo como objetivo replantear e impulsar criterios para la equidad de género en los quehaceres ciudadanos. Las exposiciones se realizaron a través de la modalidad de mesas redondas de ponencias y debates, en las que especialistas en género y profesionales de reconocida trayectoria expusieron sobre ciencia y tecnología, ciencias de la salud (psicología y asistencia social), ciencias sociales, educación, arte y género. Además, se brindó un ámbito para discutir y profundizar en el análisis del rol que ocuparon y ocupan en la sociedad las mujeres que ejercen carreras científicas, tecnológicas y sociales, a fin de elaborar, a partir de este Foro, posibles estrategias de acción para impactar en las políticas públicas.

CNEA más cerca del cero absoluto

En el Laboratorio de Bajas Temperaturas del Centro Atómico Bariloche se puso en marcha nuevo un equipo, único en la Argentina, que alcanza la temperatura más cercana al "cero absoluto" que se pueda registrar en la actualidad en el país. Con el nuevo equipo, los investigadores podrán hacer experimentos para estudiar diversas propiedades de la materia a escalas ínfimamente pequeñas, bajo las leyes de la física cuántica. El equipo que se estrenó logra enfriar hasta 0,025 Kelvin. Se trata de la temperatura más cercana al "cero absoluto" que se pueda alcanzar en la Argentina en la actualidad. El nuevo equipo se llama criostato de dilución. Se usará en combinación con otro equipamiento del mismo laboratorio: un imán superconductor que genera el campo magnético más alto en la Argentina. Con ambos equipos, se pueden implementar nuevas líneas de investigación y docencia en el área de la nanociencia y el estudio de materiales como, por ejemplo, la superconductividad. Esa propiedad se caracteriza por la anulación de la resistencia en la conducción de corriente eléctrica, sin pérdida de energía. Cuando se enfría un material, todo se va aquietando. Los electrones comienzan a interactuar más, algo que una mayor temperatura no les permitía. De hecho, la relación entre un mayor campo magnético y bajas temperaturas genera cambios en las estructuras electrónicas o 'transiciones de fases que son muy interesantes para estudiar desde la física. Los investigadores podrán investigar, entre otros temas, las propiedades de materiales superconductores de tamaño micro y nanoscópico, los fenómenos de "puntos críticos cuánticos" y el transporte de electrones por puntos cuánticos.

El sueño de la Argentina atómica, política, tecnología nuclear y desarrollo nacional. 1945-2006

Diego Hurtado de Mendoza

Historia Argentina

Buenos Aires, 2014, Edhasa

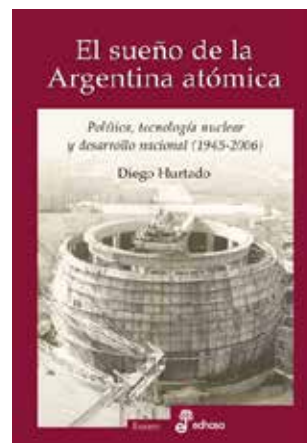
ISBN: 978-987-628-291-8, Rustica 22 x 15 cm, 352 pp.

Al final de la Segunda Guerra Mundial, el gobierno de Perón decidió que la Argentina se embarcase en el desarrollo de la energía atómica.

Unos años después, en enero de 1958, la primera reacción en cadena del hemisferio sur era producida en Buenos Aires por un reactor construido por científicos e ingenieros argentinos. A fines de la década del setenta, el desarrollo nuclear argentino era considerado, detrás del de la India, el más avanzado de los países del llamado Tercer Mundo. Jorge Sabato, principal ideólogo del plan nuclear sostenía, en 1973: "Lo atómico ha dejado pues de ser un tema académico y de laboratorio, y se ha integrado a la trama socio-político-económica argentina".

La Argentina apostó al impulso de una industria nuclear nacional y al liderazgo latinoamericano en ese campo. Hacia 1983, en pleno derrumbe del gobierno militar de ese entonces, la Argentina fue capaz de enriquecer uranio. Y ese fue el límite, las grandes potencias presionaron con tenacidad para que el país abandonase sus ambiciones nucleares, y en gran parte lo lograron. Ello, sumado a la deuda externa en los años ochenta y a las políticas de "achicamiento del Estado" de los noventa, llevaron al casi desguace al sector nuclear. Así, mientras la Argentina aún exportaba reactores nucleares de investigación, compitiendo exitosamente con los grandes proveedores tradicionales, la investigación y las políticas de desarrollo seguidas hasta entonces languidecían.

El sueño de la Argentina atómica constituye un ensayo indispensable para demostrar que el desarrollo de la energía atómica fue la única política tecnológica de Estado que tuvo continuidad en la Argentina entre 1945 y 1995. Con gobiernos democráticos o militares, peronistas o radicales, durante medio siglo hubo un trabajo de acumulación de saber y de desarrollo tecnológico nuclear con una formidable potencialidad económica. De Mendoza reconstruye ese periodo de manera impecable.



La historia de la Argentina Nuclear

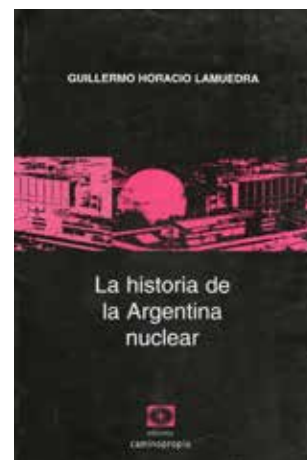
Guillermo Horacio Lamuedra

Ciencias Políticas

Buenos Aires, 2006, Ediciones Caminopropio

ISBN 10: 987-22139-2-5 - Rústica 14 x 21 cm - 260 pp.

En la década del noventa, la política neoliberal pretendió demoler la actividad nuclear nacional que había permitido la construcción y operación exitosa de centrales nucleoelectricas, el desarrollo de la tecnología de enriquecimiento de uranio, el diseño, construcción y exportación de reactores experimentales, completar el dominio del ciclo de combustible nuclear y el autoabastecimiento y aún la exportación de radioisótopos para usos médicos e industriales. Lamuedra, que fue funcionario de la Comisión Nacional de Energía Atómica y de la Autoridad Regulatoria Nuclear, en una historia no exenta de pasión y polémica, se propuso rescatar esos logros y denunciar la injerencia de las grandes potencias nucleares que, esgrimiendo falsos argumentos "no proliferantes" y "ecologistas", operaron y operan sobre la opinión pública con el propósito de condicionar el desarrollo de la tecnología nuclear en el mundo en desarrollo. Por fin, el autor propone la creación de una empresa regional de energía nuclear que garantice un desarrollo integrador en la materia.



**EMPRESAS Y FUNDACIONES DEL SECTOR NUCLEAR ARGENTINO
ASOCIADAS O VINCULADAS CON LA CNEA**

COMBUSTIBLES NUCLEARES ARGENTINOS S.A. (CONUAR)

CONUAR fue creada por Decreto N° 1719/81. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde el 33,33% a la CNEA y el 66,67% restante a la empresa privada SUDACIA S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene como objetivo producir, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, elementos combustibles para el abastecimiento de las centrales nucleoelectricas y de los reactores de investigación argentinos. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza - (B1802AYA) Ezeiza - Buenos Aires - Argentina - Teléfono: (54 - 11) 6326-1300 - Fax: (54 - 11) 6326-1490 - <http://www.conuar.com.ar>

DIOXITEK S. A.

DIOXITEK fue creada en 1996 por Decreto N° 1286/96. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde en un 99% a la CNEA y el 1% restante a la provincia de Mendoza. Su objetivo inicial fue garantizar el suministro del dióxido de uranio que se utiliza en la fabricación de los elementos combustibles para las centrales nucleares de potencia. En 2002 incorporó a su actividad la producción y comercialización de fuentes selladas de cobalto 60 para uso medicinal e industrial. Su planta de producción de dióxido de uranio se encuentra en la ciudad de Córdoba y la planta industrial de elaboración de fuentes selladas de cobalto 60 en el Centro Atómico de Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Su dirección es Avenida del Libertador 8.250 (1429) Buenos Aires - Argentina - Teléfono: (54 - 11) 4704 - 1035/1236 - Fax: (54 - 11) 4704 - 1043 - <http://www.dioxitek.com.ar>

EMPRESA NEUQUINA DE SERVICIOS DE INGENIERÍA S. E. (ENSI)

ENSI fue constituida el 21 de diciembre de 1989 entre el Gobierno del Neuquén y la CNEA. Es una sociedad del estado neuquino cuyo capital accionario corresponde en un 51% a dicho estado y un 49% a la CNEA y su sede se encuentra en la localidad de Arroyito de la citada provincia. Su objetivo principal es operar plantas químicas a escala piloto e industrial y elaborar y comercializar productos químicos. Por contrato con la CNEA se hizo cargo de la operación de la Planta Industrial de Agua Pesada (PIAP) situada en la citada localidad de Arroyito. ENSI, además, presta servicios de ingeniería a empresas dedicadas a la producción de petróleo, gas y energía eléctrica que operan en la región. Su dirección es Ruta Nacional 237 km. 1278 Arroyito (8313) Neuquén - Argentina - Teléfono: (54 - 299) 440706/440411/440572 - Fax: (54 - 299) 440534 - <http://www.ensi.com.ar>

FABRICA DE ALEACIONES ESPECIALES S.A. (FAE)

FAE fue creada por Decreto N° 1088/86. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde un 32% a la CNEA y el 68% restante a la empresa CONUAR S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene por objetivo la producción, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, de vainas y semiterminados de zircaloy 4 para la fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia y la producción de tubos de acero inoxidable y aceros especiales de alta calidad. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza - (B1802AYA) Ezeiza - Buenos Aires - Argentina - Teléfono: (54 - 11) 6326-1493 - Fax: (54 - 11) 6326-1496 - <http://www.fae.com.ar>

INVAP S. E.

INVAP fue creada por Decreto del Gobierno de Río Negro N° 661/76. Es una empresa de tecnología cuyo capital accionario corresponde en un 100% al estado rionegrino, estando vinculada a la CNEA mediante un acuerdo con la referida provincia. Su sede se encuentra en San Carlos de Bariloche. Su objetivo estatutario original es servir al desarrollo nuclear argentino, aunque más tarde ha extendido sus actividades a otros campos tecnológicos como el aerospacial. Se dedica principalmente al desarrollo y construcción de reactores de investigación e instalaciones nucleares de todo tipo, así como también de sistemas de aplicación médica y científica. Además, participa en el desarrollo y la construcción de satélites. Su dirección es Av. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 (R8403CPV) - San Carlos de Bariloche - Río Negro - Argentina - Teléfono: (54 - 2944) 4409 300 - Fax: (54 - 2944) 4409 336 - <http://www.invap.com.ar>

POLO TECNOLÓGICO CONSTITUYENTES S.A. (PTC)

El PTC fue creado por Decreto N° 894/98 y está constituido por la asociación de instituciones de desarrollo tecnológico con capacidades distintas y complementarias (CNEA, Universidad Nacional de General San Martín, Instituto Nacional de Tecnología Industrial, Instituto de Investigaciones Científicas y Técnicas para la Defensa y Servicio Geológico Minero Argentino) radicadas en el área geográfica vecina al Centro Atómico Constituyentes, provincia de Buenos Aires. La CNEA es poseedora del 20% del capital accionario. El PTC tiene por objeto prestar servicios en las áreas de la investigación y el desarrollo tecnológico cuando ellos requieran complementar las capacidades de sus integrantes. Su dirección es Parque Tecnológico Miguelete - Edificio 1 - Avda. General Paz (entre Constituyentes y Albarellos) (1650) - San Martín - Pcia. de Buenos Aires - Argentina - Teléfono / fax: (54 - 11) 754 - 4070 - <http://www.cnea.edu.ar/polo>

FUNDACIÓN CENTRO DE DIAGNÓSTICO NUCLEAR (FCDN)

La FCDN constituye un emprendimiento conjunto de la CNEA y la FUESMEN con el objeto de dotar al conglomerado bonaerense de un centro de última generación de diagnóstico por técnica de emisión de positrones (PET). Fue creada el 14 de diciembre de 2004 y su Centro de Diagnóstico Nuclear fue inaugurado el 23 de mayo de 2007. Su dirección es Avenida Nazca 3449 (1429) Buenos Aires - Argentina - Teléfono / fax: (54 - 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar - <http://fcdn.org.ar>

FUNDACIÓN ESCUELA DE MEDICINA NUCLEAR (FUESMEN)

La FUESMEN fue creada por convenio suscripto el 21 de diciembre de 1990 entre la CNEA, el Gobierno de Mendoza y la Universidad Nacional de Cuyo, con el objetivo de desarrollar actividades científicas, docentes y asistenciales en un marco de excelencia técnica y humana en el campo de la medicina nuclear y el radiodiagnóstico. Su dirección es Garibaldi 405 (M5500CJ) Mendoza - Argentina - Teléfono: (54 - 261) 4201615 - Fax: (54 - 261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar - <http://fuesmen.edu.ar>



Comisión Nacional
de Energía Atómica