

REVISTA **DE LA** CNEA

UNA PUBLICACIÓN DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

Año XIV - Número 55-56 - Julio - Diciembre 2014



RA10

Futuro reactor de investigación multipropósito



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 55/56 de la Revista de la CNEA con el que completa su décimo cuarto año de existencia. Este número presenta cuatro trabajos directamente relacionados con otros tantos proyectos principales en ejecución por la CNEA: “Asistencia a la terminación y puesta en marcha de la Central Nuclear Atucha - Unidad II Presidente Néstor Carlos Kirchner”, “Construcción del prototipo de reactor CAREM 25”, “Reactor de investigación multipropósito RA-10 y “Reactivación de la minería del uranio”.

En el primer artículo se presenta una metodología para la simulación neutrónica de arranques del reactor de la Central Nuclear Atucha II aprovechando las capacidades de realizar cálculos con reacoplamiento termohidráulico y con una dependencia espacial del xenón que posee el programa neutrónico PUMA4, desarrollado por la CNEA. Esta metodología resulta adecuada para usar en la simulación de transitorios de arranques, tanto de paradas cortas con xenón como de paradas largas sin xenón y en otros transitorios de potencia. Es la primera vez que se publica en la Revista de la CNEA un trabajo cuya autoría corresponde a un profesional perteneciente a la empresa Nucleoeléctrica Argentina S. A., por lo que es particularmente bienvenido.

La envoltente de núcleo del reactor CAREM 25 tiene como objeto principal direccionar el caudal de refrigerante hacia el núcleo. El segundo artículo da cuenta del diseño de una estrategia de refrigeración de una envoltente de núcleo para dicho reactor que, además, actúa como reflector pesado de neutrones. Ello en relación con el proyecto de la CNEA “Construcción del prototipo de reactor CAREM 25”.

En la CNEA se encuentra en ejecución el proyecto “Construcción del reactor de investigación multipropósito RA-10”. Entre los objetivos principales del RA-10 está la provisión de haces de neutrones para la realización de experimentos dentro de un amplio espectro de disciplinas científicas y tecnológicas. Por sus múltiples aplicaciones, la difracción de neutrones es una de las técnicas neutrónicas más populares. En el tercer artículo se presenta el diseño básico de un difractómetro para el estudio de grandes componentes, para ser instalado en un haz térmico de la sala del reactor RA-10. Se presentan, además, los avances realizados sobre un prototipo a menor escala que comparte algunas características del diseño propuesto, que será instalado en el reactor de investigación RA-6 del Centro Atómico Bariloche.

Finalmente el cuarto artículo presenta el diseño de una planta experimental (mini-plant) multietapas de extracción por solventes de uranio presente en lixiviados ácidos y la estimación en forma aproximada de factores que puedan influir en el proceso ante un cambio de escala de la misma. Ello en el marco del proyecto de la CNEA “Reactivación de la minería del uranio”.

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

Presidente
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:
Vista artística del nuevo
reactor de investigación
multipropósito RA-10
en construcción en el
Centro Atómico Ezeiza

Sumario

Editorial	3
Puesta a punto de una metodología para la simulación neutrónica de arranques de la Central Nuclear Atucha-UII	5
Reseñas bibliográficas	16
Diseño termohidráulico de la envolvente de núcleo del reactor CAREM 25	17
Difractómetro de grandes componentes para el reactor RA-10	26
Diseño y puesta en marcha de una planta experimental de extracción por solventes	37
Reseñas bibliográficas	44
CNEA al día, noticias institucionales	45

Nota:

En la página web de la CNEA (www.cnea.gov.ar), en la opción del menú "Comunicación –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.

Puesta a punto de una metodología para la simulación neutrónica de arranques de la Central Nuclear Atucha-UII

KHATCHIKIAN, Facundo - Departamento Física y Análisis - Gerencia Ingeniería - Nucleoeléctrica Argentina S. A.

En este trabajo se presenta una metodología para la simulación neutrónica de arranques del reactor de la Central Nuclear Atucha-UII (CNA-UII) aprovechando las capacidades de realizar cálculos con reacoplamiento termohidráulico y con una dependencia espacial del xenón que posee el programa neutrónico PUMA4, desarrollado por la CNEA.

El método habitual de cálculo considera en el núcleo valores promedios para las temperaturas y densidades, además de considerar el xenón en equilibrio. Este modelo es una buena representación cuando el reactor se encuentra en estado estacionario, sin embargo en transitorios de potencia o arranques del reactor los cambios de temperatura, densidad del agua pesada y concentración de xenón son importantes, afectando la distribución de flujo neutrónico.

Estas variaciones se modelaron por medio de derivadas de las secciones eficaces y de los parámetros físicos asociados al xenón, que es la forma por la cual PUMA4 considera estos reacoplamientos. Para obtener estas derivadas se desarrolló un programa utilitario en lenguaje FORTRAN. Además se escribió un script LOGO para mover las barras de control y así mantener el reactor crítico durante los transitorios.

Una vez armado el modelo, se simuló un arranque del reactor. La criticidad se logró 41 horas después del corte del reactor y se subió la potencia del reactor en dos escalones, al 20 % y al 40 % de plena potencia. A esta última potencia se agregaron 2,2 ppm de boro en el sistema refrigerante-moderador para compensar la destrucción del xenón. Luego la potencia se subió lentamente hasta el 100 % de plena potencia que se alcanzó a las 7,5 horas de la criticidad.

Se consideró que la metodología es adecuada para usar en la simulación de transitorios de arranques, tanto de paradas cortas con xenón como de paradas largas sin xenón y en otros transitorios de potencia.

IMPLEMENTATION OF A METHODOLOGY FOR THE NEUTRONIC SIMULATION OF START-UPS OF ATUCHA-UII NPP

In this work, a methodology for the simulation of the start-up of the Atucha-2 NPP (CNA-UII) reactor is shown, using the build-in calculus capability with thermal hydraulics coupling and spatial xenon dependency of the neutronic code PUMA4, developed by the Argentine Atomic Energy Commission.

The usual method of calculation is the use of cell cross section computing considering average values of temperatures and densities. Besides, it also considers equilibrium xenon. This method is a good approximation when the reactor is at a steady state. However, during power variations or start-up of the reactor temperatures, heavy water densities and xenon concentrations change strongly, affecting the neutronic flux distribution.

These variations were modeled with derivatives of cross sections and others physics parameters, the way in which PUMA4 is able to consider these couplings. A utility program in FORTRAN language was developed to obtain these derivatives. Besides, a LOGO script was written to move the control rods to maintain criticality during transients.

With this model, a start-up of the reactor after the xenon poison was simulated. Criticality was reached 41 hours after the shutoff of the reactor, and its power was raised with two steps, at 20 % and 40 % of full power. At this last level, 2.2 ppm of boron was added to the coolant-moderator system to compensate the xenon destruction. Then the power was raised slowly until 100 % of full power was reached 7.5 hours after criticality.

The methodology was considered adequate for simulations of start-ups and other power transients of the CNA-UII reactor.

1. Introducción

En este trabajo se presenta una metodología para la simulación neutrónica de arranques del reactor de la Central Nuclear Atucha-UII (CNA-UII) aprovechando las capacidades de realizar cálculos con reacoplamiento termohidráulico y con

una dependencia espacial del xenón que posee el programa neutrónico PUMA4 [1]. Este código fue desarrollado por la CNEA y resuelve la ecuación de difusión neutrónica multigrupo en 3 dimensiones utilizando el método de diferencias finitas centradas.

La CNA-UII es un reactor de recipiente de presión de diseño alemán (Siemens) y tiene una potencia de

2.160 MW térmicos y 745 MW eléctricos brutos. Posee 451 canales verticales, dentro de cada uno circula el refrigerante (agua pesada) a alta presión y se encuentra suspendido un elemento combustible (EC) de casi 10 metros de largo total y de 5,30 metros de longitud activa.

La zona activa de cada EC es un conjunto de 37 barras de zircaloy que contienen las pastillas combustibles de óxido de uranio (UO_2) natural dispuestas en anillos concéntricos de 1, 6, 12 y 18 barras. Los canales con los elementos combustibles están insertados en el tanque del moderador, que también es agua pesada, pero en un circuito separado del agua pesada del refrigerante. Al 100% de plena potencia (%PP) la temperatura promedio del moderador es de 177 °C y la del refrigerante 296 °C, ambos a una presión de 115 atm.

El canal combustible está formado por un tubo de zircaloy de 10,8 cm de diámetro interno y 1,7 mm de espesor. La cara externa está rodeada por una lámina rugosa de 0,4 mm, también de zircaloy, separada 0,17 mm del canal. El agua pesada en esta separación sirve como aislante térmico entre el refrigerante y el moderador.

El reactor tiene 18 barras de control y de seguridad (o de corte) del reactor que se insertan por su parte superior, agrupadas en 6 bancos de 3 barras cada uno. Los bancos denominados G10, G20 y G30 están formados por las llamadas barras grises, de acero inoxidable. Los bancos llamados S10, S20 y S30 están compuestos por las barras negras, de acero inoxidable y hafnio, de mayor absorción neutrónica.

Los bancos S20 y S30 son los bancos de corte, o de parada rápida del reactor, que se encuentran totalmente extraídos cuando el reactor está crítico. Su función es insertar rápidamente una gran reactividad negativa y detener la reacción en cadena cuando se alcanzan ciertos límites, más allá de los cuales no se permite que el reactor continúe operando. Así se previene que se accione el segundo sistema de parada del reactor, que inserta una gran cantidad de boro en el moderador y de esta manera se evita afectar de alguna manera la integridad del reactor.

Los bancos G10, G20, G30 y S10 son los bancos de control, su función es controlar la reactividad del reactor y se mueven siguiendo un determinado programa de movimiento. Este programa mantiene los bancos en un orden tal que G10 es el banco más insertado, G20 el siguiente, luego G30 y finalmente S10 el menos insertado. También siempre conserva bancos en la parte superior y en la parte inferior del reactor, para poder controlar oscilaciones axiales de potencia. El banco G10 siempre se mueve en la parte

inferior del reactor, y cuando el banco G20 pasa de la parte superior del reactor a la inferior, el banco G30 ya empezó a insertarse en el núcleo. Luego se inserta el banco S10, y cuando los bancos G10 y G20 llegan a insertarse totalmente en el núcleo, los bancos G30 y S10 están insertados 40% en promedio. En el caso que la inserción promedio de estos bancos supere el 40% actúa una limitación del reactor que disminuye la potencia permitida al 15 % de plena potencia.

Una característica de la CNA-UII es que es necesario agregar boro al moderador durante el procedimiento de arranque después de una parada corta porque la reactividad de las barras de control no es suficiente para compensar el decaimiento y el quemado del xenón. En paradas más largas se debe agregar boro antes de volver a poner crítico al reactor y, además, la concentración de xenón es cada vez menor por el decaimiento, por lo que no es necesario agregar boro durante la subida de potencia. En ambos casos, una vez que la concentración de xenón está aumentando es necesario remover el boro agregado.

2. Desarrollo de la metodología

El método habitual de cálculo para las tareas de diseño e ingeniería es considerar valores promedios para las temperaturas y densidades en el núcleo, además de considerar que el xenón se encuentra en equilibrio. Este modelo es una buena representación cuando el reactor se halla en estado estacionario y el xenón 135, que tiene un alto valor de sección eficaz de absorción térmica, ya alcanzó su concentración de equilibrio.

Sin embargo, en el caso de variaciones de potencia la concentración del xenón 135 cambia fuertemente, ya que se altera el equilibrio entre su producción, tanto por decaimiento del yodo 135 como por ser un producto de la fisión del uranio y del plutonio, y su destrucción, tanto por decaimiento radiactivo como por absorción neutrónica. Además, las distribuciones de temperaturas del combustible y del refrigerante y la distribución de la densidad del refrigerante afectan la distribución de flujo neutrónico que a su vez influye en forma local en los cambios en la concentración de xenón.

Estos efectos debido a las variaciones del xenón, de la temperatura y de la densidad afectan los parámetros neutrónicos y no pueden ser reproducidos adecuadamente considerando valores promedios de temperaturas, densidades y concentración de xenón. Por este motivo es necesario usar modelos que consideren el reacoplamiento termohidráulico y una dependencia espacial y temporal del xenón.

El modelo termohidráulico de la CNA-UII de PUMA4 consiste en obtener para cada uno de los 451 canales distribuciones axiales de temperaturas del combustible y del refrigerante y de su densidad. Las constantes usadas en las correlaciones y ecuaciones del modelo no dependen de las condiciones neutrónicas y están determinadas por el diseño hidráulico y por el diseño del combustible. Sí deben darse las condiciones de presión y temperatura del refrigerante a la entrada y salida de los canales y la potencia de operación del reactor.

El modelo de cálculo del xenón considera en cada punto de la malla de cálculo las producciones debidas tanto a las fisiones como al decaimiento del yodo y las destrucciones debidas tanto a las absorciones como al decaimiento. Es decir, considera la evolución temporal en la concentración del xenón. Se deben dar al modelo varios parámetros que dependen del quemado del combustible, tales como los rendimientos efectivos por fisión del yodo y del xenón y la sección eficaz efectiva del xenón.

La manera por la cual se deben dar estos datos a PUMA4 para que pueda usar estos modelos es a través de valores centrales y derivadas de las secciones eficaces y de los parámetros físicos asociados. Para obtener estas derivadas se desarrolló un programa utilitario en lenguaje FORTRAN. Al contrario, para representar los cambios en la potencia del reactor, en la temperatura del moderador y en la concentración de boro se cambiaron las secciones eficaces macroscópicas, calculadas con el código de celda WIMS-D5b.

3. Códigos utilizados

Para realizar este trabajo se utilizaron 3 códigos específicos de cálculo neutrónico, WIMS-D5b, DRAGON y PUMA4, usados en forma habitual en el Departamento para las tareas de diseño, desarrollo y apoyo a la operación de las Centrales Nucleares Atucha-UI y UII y Embalse. Además, se desarrolló un código en lenguaje FORTRAN, denominado WIMSDER, para preparar las entradas, ejecutar los programas requeridos para calcular las secciones eficaces necesarias y parámetros relacionados con el xenón y finalmente obtener las derivadas de las secciones eficaces con respecto a la temperatura del combustible, del refrigerante y a la densidad del refrigerante junto con las derivadas de los parámetros del xenón.

3.1. Código de celda WIMS-D5b

El código WIMS-D5b [2] resuelve, en forma determinista, la ecuación de transporte neutrónico en una celda de combustible realizando varias aproximaciones, siendo las más importantes el uso de grupos de energía y la representación geométrica simplificada a 1 ó 2 dimensiones y dividida en una malla de cálculo espacial discreta. Se asume que en cada una de estas áreas tanto las secciones eficaces como el flujo son constantes por grupo de energía. De esta forma se pueden calcular las variaciones del flujo neutrónico en toda la celda.

Los principales resultados son el factor de multiplicación, el flujo neutrónico y las secciones eficaces macroscópicas por grupos de energía, la energía liberada por fisión y la composición isotópica en función del quemado, entre otros.

El método elegido para resolver la ecuación de transporte fue por probabilidades de colisión en 2 dimensiones, en toda la celda. La biblioteca de datos nucleares utilizada fue la WIMS-IAEA de 69 grupos de energía desarrollada en el Proyecto WIMS-D LIBRARY UPDATE [3], sin condensar a menos grupos. Las secciones eficaces macroscópicas de celda fueron calculadas con la opción de "buckling" crítico. El xenón 135 y el yodo 135 fueron considerados en equilibrio a partir del segundo paso de quemado.

La composición isotópica del combustible va cambiando con el quemado, por lo que se dividió el rango de quemado en intervalos, más pequeños para los quemados más bajos, donde aparecen los productos de fisión y el plutonio. Para cada uno de los 30 pasos de quemado se calcularon las secciones eficaces. Así se obtuvieron conjuntos de secciones eficaces en función del quemado, en el rango de valores que se utiliza en el cálculo de reactor.

Las secciones eficaces macroscópicas del reflector fueron calculadas con un programa auxiliar denominado HOMCON escrito en FORTRAN que pos-procesa la salida de WIMSD-5b, condensando las secciones eficaces del material de la región externa del moderador a 2 grupos de energía. Se supuso que el espectro de flujo en el reflector es similar al del anillo externo del moderador y que equivale al de una celda con una composición isotópica correspondiente a 4000 MWd/tU, el paso de quemado más cercano al valor del quemado promedio, dado que se supone para CNA-UII un quemado de extracción de 7.800 MWd/tU.

3.2. Código de supercelda DRAGON

El código de transporte neutrónico DRAGON es un programa desarrollado por la Escuela Politécnica

de la Universidad de Montreal, Canadá, que puede tratar una gran variedad de problemas de diferentes geometrías en 1, 2 y 3 dimensiones, usando el método de probabilidades de colisión para resolver la ecuación de transporte. Tiene todas las funciones que caracterizan a los códigos de celda, incluyendo cálculos de autoprotección de absorbentes resonantes, como el caso de los isótopos de hafnio. También puede realizar cálculos de superceldas en 2 y 3 dimensiones, condensando y homogeneizando secciones eficaces para cálculos de reactor.

Los métodos de cálculo de probabilidades de colisión usados en DRAGON están descriptos en [4], mientras que el uso del programa está descrito en [5].

Este código tiene además la ventaja que puede usar diferentes formatos de bibliotecas de secciones eficaces, incluyendo el formato usado por WIMS. Esto significa que las bibliotecas preparadas para WIMS también pueden ser usadas por DRAGON.

Para cálculos de supercelda DRAGON tiene la posibilidad de modelar, tanto en 2 como en 3 dimensiones una combinación de geometrías circulares y rectangulares, tal como ocurre en los modelos típicos de supercelda para CNA-UII.

Por esta versatilidad, DRAGON fue usado para obtener las secciones eficaces incrementales para representar los mecanismos de reactividad y otros internos del reactor en el modelo de reactor utilizado por PUMA4 [6]. Estas secciones eficaces incrementales fueron obtenidas con cálculos de supercelda con modelos en 2 dimensiones. Así, se modelaron los 2 tipos de barras de control (negras, de hafnio, con mayor absorción neutrónica, y grises, de acero inoxidable, con menor absorción), sus tubos-guía (tubos huecos de zircaloy que atraviesan el núcleo del reactor de arriba abajo por cuyo interior se desplazan las barras de control), las lanzas de los detectores de flujo neutrónico (tubos verticales de zircaloy que soportan los detectores y contienen los cables que transmiten las mediciones) y los separadores de inconel (ubicados cerca del extremo inferior de los EC, para mantener así la posición de las barras combustibles dentro del EC).

Las secciones eficaces incrementales se calcularon como la diferencia en las secciones eficaces de supercelda entre el caso con el elemento del cual se desea conocer las secciones eficaces incrementales y el caso sin el elemento. Sin embargo, para las barras de control las secciones eficaces incrementales fueron calculadas como la diferencia entre el caso con la barra de control y el tubo-guía y el caso con el tubo-guía sin la barra. Esto es debido a que

el tubo-guía está fijo en el reactor, y la barra puede variar su porcentaje de inserción en el reactor. Las secciones eficaces incrementales de los tubos-guía sí se calcularon como la diferencia entre el caso con tubos-guía y el caso sin tubos-guía.

Como las barras de control de la CNA-UII tienen una inclinación con respecto a la vertical de entre 15 y 25 grados, se representaron en modelos de supercelda en 2 dimensiones como paralelas a los canales y luego las secciones eficaces incrementales obtenidas se corrigieron dividiéndolas por el coseno del ángulo formado por la barra y la vertical. Así las secciones eficaces incrementales usadas en PUMA4 son más altas que las obtenidas con DRAGON y de esta forma se tiene en cuenta que el largo de las barras reales, al estar inclinadas, es ligeramente mayor que el representado.

3.3. Código de reactor PUMA4

El código PUMA4 [1] es un programa desarrollado en la Comisión Nacional de Energía Atómica capaz de resolver la ecuación de transporte neutrónico en un modelo tridimensional del reactor completo, en geometrías triangular, cartesiana o cilíndrica. El método de resolución es por diferencias finitas centradas en la aproximación de difusión. Puede usar secciones eficaces de hasta 8 grupos de energía, aunque 2 grupos son suficientes para obtener resultados adecuados.

Este código tiene capacidad para simular gestión de combustible, dependencia espacial de xenón, reacoplamiento termohidráulico y cinética con dependencia espacial (usando el método cuasi-estático mejorado). También puede realizar cálculos de estrategia de combustible "Time Average" (TAV), que es una manera simple de obtener en un solo cálculo de reactor parámetros globales promediados durante un largo período de tiempo con una dada estrategia de movimiento de los combustibles.

Los cálculos de reactor fueron hechos con PUMA4 con un modelo tridimensional del reactor completo, que usa secciones eficaces calculadas con WIMS-D5b a 2 grupos de energía. El modelo usa una red detallada en X, Y y Z de 105, 121 y 31 planos respectivamente y una representación explícita del reflector radial, inferior y superior, tubos-guía y otros internos del reactor. Estos últimos están considerados afectando los volúmenes de la malla de cálculo cercanos a estos elementos con las secciones eficaces incrementales calculadas con DRAGON.

El código permite una variedad de condiciones de contorno usando matrices de respuesta, incluyendo flujo nulo en un punto localizado en la distancia

extrapolada (calculada como $0,7104/\Sigma_{tr}$, siendo Σ_{tr} la sección eficaz de transporte) más allá del contorno físico, o más allá de un cilindro de un dado radio, cuando se usa geometría cartesiana. Esta última opción es la usada en este trabajo.

Los canales están representados como rectángulos de 27,2 cm por $27,2 * 0,75 = 23,55589$ cm en el plano horizontal, cada uno se dividió en 4×4 elementos de la malla de cálculo. En la dirección vertical, el núcleo (la zona del reactor que tiene uranio) está representado por 20 intervalos de 26,5 cm, pero el intervalo inferior se dividió en 3 para representar con secciones eficaces incrementales el separador inferior, que por ser de inconel es más absorbente que los otros 12, de zircaloy, que poseen los EC. Los reflectores inferior y superior están divididos en 4 intervalos. Las condiciones de contorno son flujo nulo en la distancia extrapolada más allá de los límites de los reflectores axiales, y en la distancia extrapolada más allá del reflector radial, limitado por el radio interior del tanque del moderador, definido como 347 cm.

Tanto los tubos-guía como las barras de control en la zona activa están representados como 20 trozos verticales (uno por cada intervalo en la dirección Z, sin considerar las 3 divisiones del intervalo inferior) y la posición en el plano (X, Y) de cada eje es la posición en el modelo más cercana a la real del eje al intersectar el plano medio de cada intervalo en Z. Al usar 20 intervalos verticales y representar cada canal por 4×4 elementos en el plano (X, Y) la desviación en la posición de la barra en el modelo con respecto a la real es muy pequeña.

Dado que las barras tienen distintos ángulos de inserción y que sus inserciones medidas a lo largo de los tubos-guía corresponden a distintas posiciones en el eje Z (altura), en este modelo se consideró que los porcentajes de inserción corresponden a la proyección en el eje Z, correspondiendo el 0% (ó 0 cm) al borde superior del reflector superior y 100% (ó 565 cm) al borde inferior de la zona activa.

Además, una corrección por heterogeneidad de la celda [7] fue usada para considerar las variaciones de los flujos rápido y térmico en la celda. Este efecto se observa principalmente en los canales del núcleo en contacto con el reflector radial.

Los principales resultados del cálculo TAV son la reactividad estática, la distribución TAV ("promediada en el tiempo") de potencias de canal y lineal, la distribución de flujo térmico y rápido y el quemado promedio al cual el EC es transferido de la zona de entrada de quemado a la de salida. Este cálculo no contiene las desviaciones en las potencias

y quemados de los casos instantáneos con respecto al caso promediado, que deben ser obtenidas con una simulación detallada de los recambios de los elementos combustibles durante un largo período de tiempo (tal que todos los EC hayan sido recambiados al menos una vez).

Esta simulación detallada permite verificar que efectivamente se cumplen los límites de potencias permitidas en el reactor y que es posible realizar los recambios de los EC sin que se llegue a situaciones que impliquen cambios en las condiciones impuestas para realizar los recambios y que puedan modificar la operación normal del reactor. De esta simulación se obtienen una serie de distribuciones de quemado instantáneas del reactor.

3.4. Código auxiliar WIMSDER

El código WIMSDER, desarrollado en lenguaje FORTRAN, es el utilizado para obtener las derivadas de las secciones eficaces con respecto a la temperatura del combustible, del refrigerante, a la densidad del refrigerante y a la concentración de xenón.

Este programa tiene 2 archivos como entradas, uno con la entrada de WIMS-D5b con el modelo de la celda de CNA-UII que tiene los valores de los parámetros físicos (como temperaturas, densidades, concentración de boro, potencia, etc.) para los cuales se desean calcular las derivadas con respecto a la temperatura del combustible, del refrigerante, a la densidad del refrigerante y a la concentración de xenón de las correspondientes secciones eficaces. El otro, una serie de parámetros referidos principalmente al cálculo de las derivadas.

En base a esta entrada del modelo de celda, el programa escribe nuevas entradas de WIMS-D5b modificándolas de acuerdo a los parámetros indicados en el segundo archivo. Luego para cada una de estas entradas ejecuta WIMS-D5b y procesa las salidas para así poder obtener las derivadas de las secciones eficaces. Este programa también calcula las contribuciones del yodo y del xenón y las secciones eficaces del xenón de la celda combustible.

Durante su ejecución, tanto para preparar las nuevas entradas como para procesar las salidas de WIMS-D5b, ejecuta varios programas auxiliares, también programados en lenguaje FORTRAN, que son usados habitualmente en el Departamento.

De esta manera se obtienen, para cada conjunto de valores físicos que corresponden a los distintos estados del reactor, un conjunto de secciones eficaces y sus derivadas con respecto a la temperatura del combustible, del refrigerante, a la densidad del refrigerante y a la concentración de xenón, en función

del quemado. Estas secciones eficaces son usadas por PUMA4, y las derivadas las utiliza para realizar los cálculos del reacoplamiento termohidráulico y de la distribución espacial del xenón.

4. Metodología de cálculo

El primer paso es definir el estado inicial del reactor, eligiendo una distribución de quemado y calculando la distribución de flujo neutrónico con distribución espacial del xenón y reacoplamiento termohidráulico. Se deben calcular las secciones eficaces y sus derivadas con las condiciones adecuadas al estado del reactor, usando el programa WIMSDER que, como ya se mencionó en el punto anterior, ejecuta el código WIMS-D5b para obtenerlas.

Luego la evolución del transitorio se divide en una serie de secuencias, al final de cada una PUMA4 graba los datos del estado del reactor, permitiendo reiniciar el cálculo desde ese punto del transitorio.

Estas secuencias se escriben en scripts LOGO, los cuales pueden ser interpretados por PUMA4. Los scripts permiten no solo que PUMA4 realice los cálculos de flujo evolucionando en los pasos de tiempo que se desea, considerando reacoplamiento termohidráulico y una distribución espacial del xenón, también evolucionada al nuevo tiempo, sino que también permiten ajustar el k -efectivo del reactor al valor deseado (el del caso inicial, que corresponde al reactor crítico) moviendo los bancos de barras de control siguiendo el programa de movimiento implementado en la CNA-UII. Las barras de control se mueven hasta que la diferencia en reactividad con el valor del k -efectivo de referencia es menor a 1 pcm.

La división en secuencias también permite el uso de distintos conjuntos de secciones eficaces y parámetros del xenón y termohidráulicos, tanto de los valores centrales como de sus derivadas. Se decidió que estos sean cambiados, usando nuevamente el programa WIMSDER, cuando la temperatura del moderador varía en 10 °C, la potencia del reactor cambia en 20 %PP y cuando la concentración de boro cambia en 0,2 ppm. Se considera que estas variaciones son lo suficientemente grandes como para recalculer las secciones eficaces con los nuevos valores pero que las diferencias en los resultados en el momento del cambio del conjunto de secciones eficaces y derivadas no son importantes para el análisis del transitorio. En algunas situaciones particulares puede ser necesario reducir estos intervalos para el cambio de las secciones eficaces, en especial

en las situaciones del transitorio que sean las más limitantes. Así, en esos instantes las condiciones son más cercanas a las del reactor, reduciendo el error del cálculo.

5. Hipótesis realizadas en la simulación

Para analizar los resultados y confirmar que estos eran aceptables, se decidió simular un transitorio de arranque después de una parada corta, es decir, el arranque de la planta justo después del envenenamiento por xenón.

La distribución de quemado del reactor elegida es una obtenida de un cálculo donde se simuló la evolución de la planta durante más de un año, realizándose la selección de recambios de elementos combustibles de forma automática [8]. La distribución de flujo neutrónico fue recalculada para tener en consideración el reacoplamiento termohidráulico en el combustible y el refrigerante y una distribución espacial del xenón. No se consideraron cambios en el quemado del combustible durando toda la duración del transitorio (es decir, no se evolucionó el núcleo ni se realizaron recambios de combustible). El efecto del reacoplamiento termohidráulico y de la distribución de xenón es que el flujo neutrónico es mayor en los canales externos y menor en los centrales que en el caso sin reacoplamiento y con xenón uniforme.

A partir de este estado inicial del reactor se simuló el corte del reactor y su evolución durante el pico de xenón. Se notó que pequeñas variaciones en la potencia o temperaturas durante el corte del reactor o el estado de parada caliente tienen muy poco efecto en el momento donde se alcanza criticidad nuevamente y es despreciable en las etapas más importantes del arranque.

Durante el primer paso del transitorio, de 0,1 horas, las condiciones de plena potencia fueron mantenidas, como una evaluación de consistencia del script LOGO usado para indicar a PUMA4 los pasos de evolución de los transitorios.

Al tiempo 0,11 horas (36 segundos después) todas las barras se encontraban totalmente insertadas y la potencia del reactor reducida a la potencia de decaimiento, 69 MW.

Después de la primera hora de la simulación, las temperaturas del moderador y de ingreso del refrigerante se cambiaron a 210 °C, levemente inferior a las temperaturas correspondientes al estado de parada caliente (220 °C). Las densidades del agua pesada se cambiaron a la correspondiente a dicha temperatura. Con el reactor apagado, la única fuente

de calor es la potencia de decaimiento, y con las bombas principales del refrigerante operando las temperaturas de todo el reactor son prácticamente las mismas, y en este trabajo la llamaremos temperatura isotérmica del reactor. Por lo tanto, las secciones eficaces fueron cambiadas a las calculadas para una temperatura de 210 °C. Las barras de control se mantuvieron totalmente insertadas durante todo el pico de xenón.

En el instante cuando se pone crítico al reactor, todas las barras de control son ubicadas instantáneamente en la posición deseada para arrancar la planta. Esta posición es una tal que los bancos de corte S20 y S30 y los bancos de control G30 y S10 estén totalmente extraídos, y los bancos de control G10 y G20 estén en una posición cercana a la mínima inserción permitida por el programa de movimiento de bancos de la Central.

Se supone que el reactor se encuentra crítico cuando el k -efectivo es el mismo (dentro de 1 pcm) que el valor previo al corte, de 0,997123. Esto se consigue moviendo las inserciones de los bancos de control siguiendo el programa de movimiento de bancos, con el script LOGO. Los bancos de corte S20 y S30 se mantuvieron totalmente extraídos durante todas las etapas de la simulación.

La temperatura isotérmica del reactor es cambiada de 210 °C a 220 °C a las 40,5 horas después del corte del reactor, con éste todavía subcrítico y con todas las barras de control totalmente insertadas. Después de media hora, el reactor se pone crítico con todas las barras extraídas del núcleo, excepto por las barras de los bancos de control G10 y G20, que están extraídas casi el máximo permitido por el programa de movimiento de barras.

La potencia del reactor es subida hasta el 20 %PP y se mantiene a esa potencia durante 1 hora. Durante este período de tiempo, la turbina se sincroniza con la red. Luego, la potencia es elevada hasta el 40 %PP y la planta permanece a esta potencia por 2 horas, mientras se calienta y la temperatura de ingreso del refrigerante aumenta hasta su valor normal.

Debido al quemado y decaimiento del xenón, las barras de control se insertan más y más en el núcleo, siguiendo su programa de movimiento. Unos pocos minutos después de alcanzar el 40 %PP, si no se agregan unos 2 ppm de boro al moderador y refrigerante, las barras de control se encontrarían totalmente insertadas. Parte del boro puede ser agregado al 20 %PP, pero en esta simulación todo el boro se dosifica al 40 %PP.

La potencia del reactor puede subirse hasta el 100 %PP después de estos 2 pasos. En este caso, su tasa de

incremento es menor que la tasa máxima permitida en la planta, para evitar la necesidad de agregar más boro al moderador y refrigerante. Esto significa que el 100 %PP puede alcanzarse más rápido si se agrega una mayor cantidad de boro.

Se supuso que el Sistema de Purificación del Refrigerante y Moderador, con 2 bombas operando, tiene un caudal de purificación de 23,5 kg/s con una vida mitad de reducción de la concentración de boro de 262 minutos, y que estos valores son constantes, a pesar de que no lo son a bajas concentraciones.

Una vez que se alcanza plena potencia se puede disminuir la temperatura del moderador, pero dado que las barras de control están muy insertadas, se debe ser cuidadoso con la reducción de la temperatura y la deboración del agua pesada. Por esta razón se continuó el caso para simular el deborado del agua pesada, aunque la temperatura del moderador se mantuvo en 220 °C.

La temperatura del combustible depende principalmente de la potencia del reactor y marginalmente de la temperatura del refrigerante. Por el otro lado, la temperatura del refrigerante depende principalmente de su temperatura de ingreso al núcleo y en menor medida de la potencia. Las temperaturas del moderador y de ingreso del refrigerante y la concentración de boro son variables externas que dependen de la etapa de la simulación.

6. Resultados

6.1. Transitorio durante el pico de xenón, con el reactor apagado

La primera parte de este transitorio, hasta las 40,5 horas, es la misma para todos los arranques simulados. Después de la primera hora de la simulación, las secciones eficaces, las temperaturas y las densidades del agua pesada correspondientes al estado de plena potencia se cambiaron a las correspondientes a una temperatura isotérmica del reactor de 210 °C.

La figura 1 muestra la evolución de la concentración de xenón hasta 54 horas después del corte del reactor. La subcriticidad del reactor durante su evolución a una temperatura de 210 °C se reduce a menos de 10 mk después de 51,5 horas del corte. Por lo tanto, el tiempo disponible para arrancar la planta antes de tener la necesidad de agregar boro para asegurar la subcriticidad es de 10 horas.

La criticidad puede ser alcanzada una vez que la concentración de xenón disminuye hasta valores cercanos al de la concentración en equilibrio a plena potencia a partir de las 41 horas luego del corte del reactor. En ese momento, la concentración de xenón

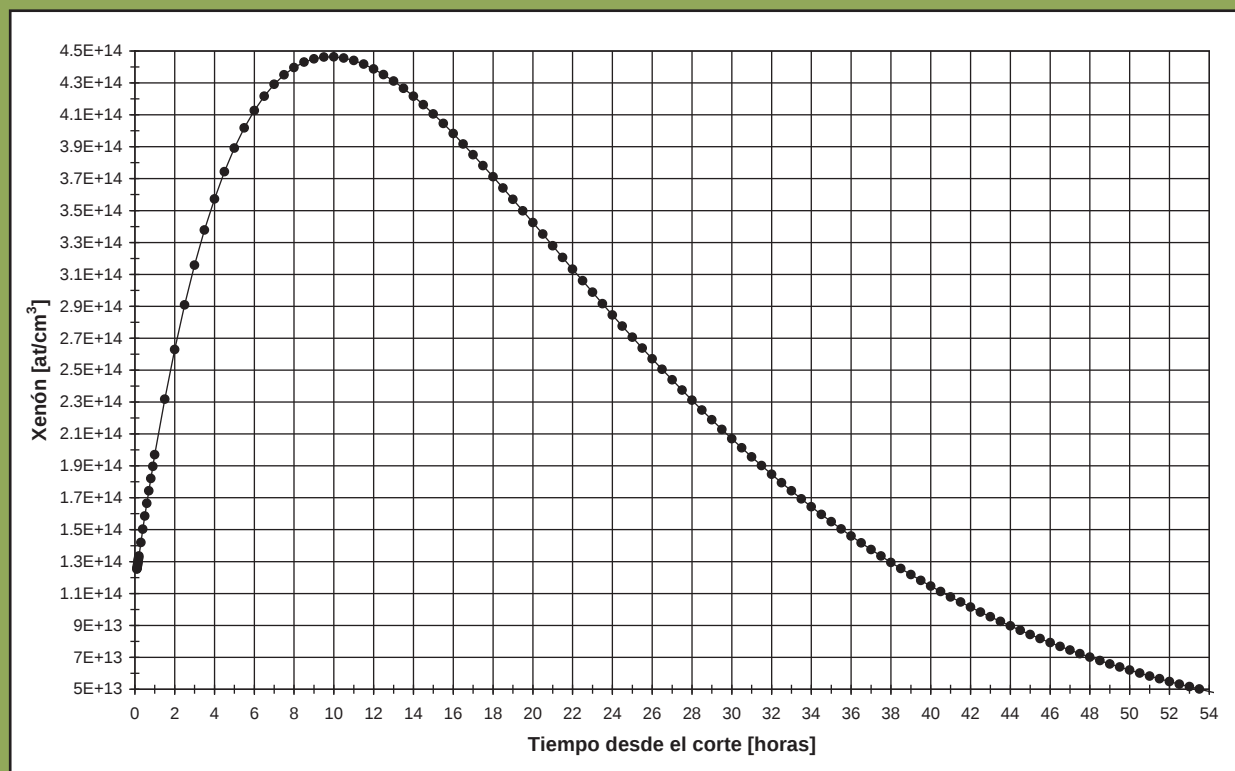


Figura 1: Pico de xenón luego del corte del reactor.

está decayendo, sin producciones ni por fisiones ni por decaimiento del xenón.

6.2. Arranque del reactor

En el arranque después de una parada corta, con una temperatura isotérmica del reactor de 220 °C, la criticidad puede alcanzarse de nuevo 41 horas después que se apaga el reactor. En ese momento las barras de corte y los bancos G30 y S10 están totalmente extraídas y los bancos de control G10 y G20 están insertados 57,7% y 12,7% respectivamente.

La potencia se sube hasta el 5 %PP en 5 minutos, es de 108 MW a las 41,09 horas después del corte. Luego la potencia se sube hasta el 20 %PP a una tasa de 3 %PP por minuto. Así, al tiempo 41,17 horas, la potencia es de 432 MW.

La temperatura de ingreso del refrigerante empieza a aumentar a una tasa de 30 °C/hora luego de 6 minutos de haberse estabilizado la potencia al 20 %PP. Después de 1 hora, al tiempo 42,17 horas, la potencia se sube hasta el 40 %PP en 20 minutos. Al tiempo 42,5 horas, la potencia es de 864 MW y la temperatura de ingreso del refrigerante es de 258,5 °C.

Una vez que la potencia está estabilizada al 40 %PP se agregan 2,15 ppm de boro en el agua pesada del refrigerante y del moderador en 1 hora y 3 minutos

(se considera que normalmente hay 0,05 ppm de boro residual en el agua pesada). Se supone que 3 minutos después que la potencia alcance el 40 %PP los primeros 0,15 ppm están completamente diluidos en el agua pesada, y que cada 6 minutos 0,20 ppm de boro adicionales se diluyen en el sistema.

A las 43,15 horas, la temperatura de ingreso del refrigerante es de 278 °C. Al tiempo 43,55 horas la concentración de boro en el reactor alcanza 2,2 ppm.

Después de 2 horas de operación al 40 %PP, al tiempo 44,56 horas, la potencia se sube lentamente, 1 % cada 4 minutos. Durante esta subida de potencia las barras de control alcanzan su máxima inserción y luego empiezan a salir del núcleo. Las barras tienen que compensar el balance de reactividad entre la contribución positiva de la disminución del xenón y la contribución negativa del efecto Doppler debido al incremento de la temperatura del combustible causada por el aumento de la potencia.

El reactor alcanza el 80 %PP a las 47,22 horas y el 100 %PP a las 48,52 horas. Luego de media hora operando al 100 %PP, las inserciones de los bancos de control G10, G20, G30 y S10 son 98,1%, 89,7%, 42,0% y 22,0% respectivamente. Estos valores se consideran apropiados para iniciar la remoción de boro por medio del Sistema de Purificación.

A las 72,87 la concentración de boro es de 0,05 ppm, mientras que las inserciones de los bancos G10 y G20 son 71,8% y 26,8% respectivamente,

estando G30 y S10 totalmente extraídos. Las figuras 2 a 6 muestran los principales resultados de esta simulación.

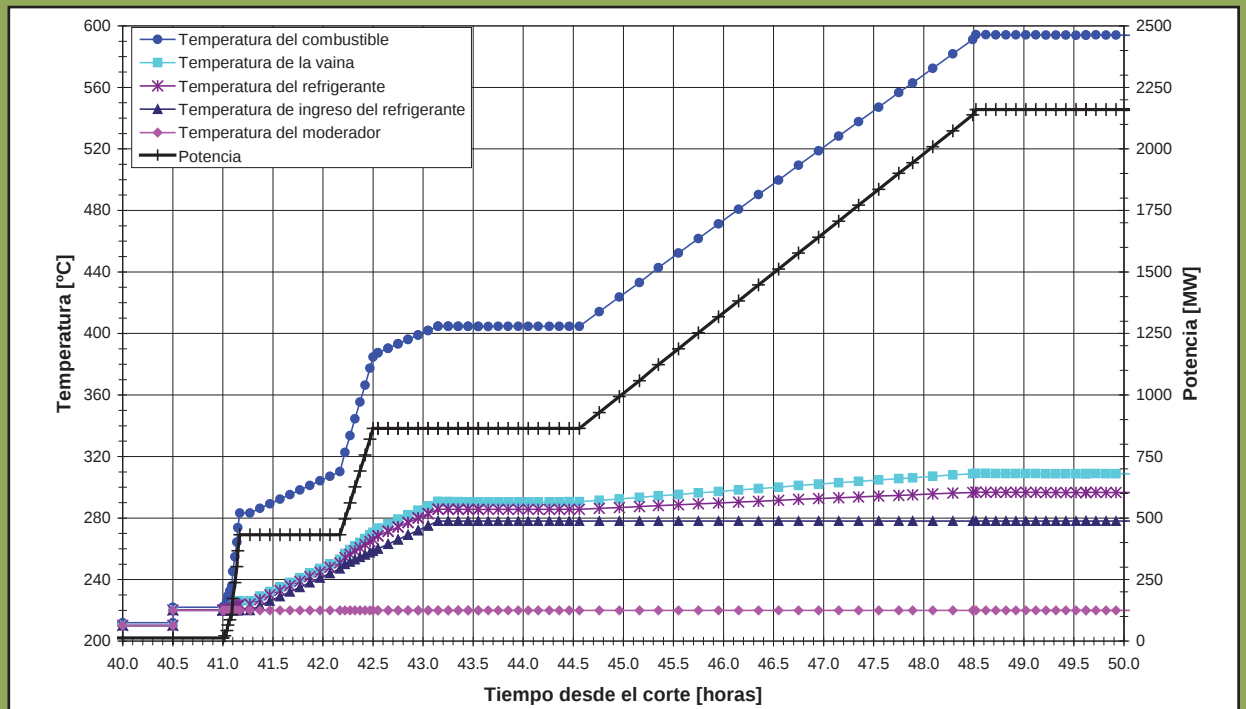


Figura 2: Temperatura y potencia durante el arranque

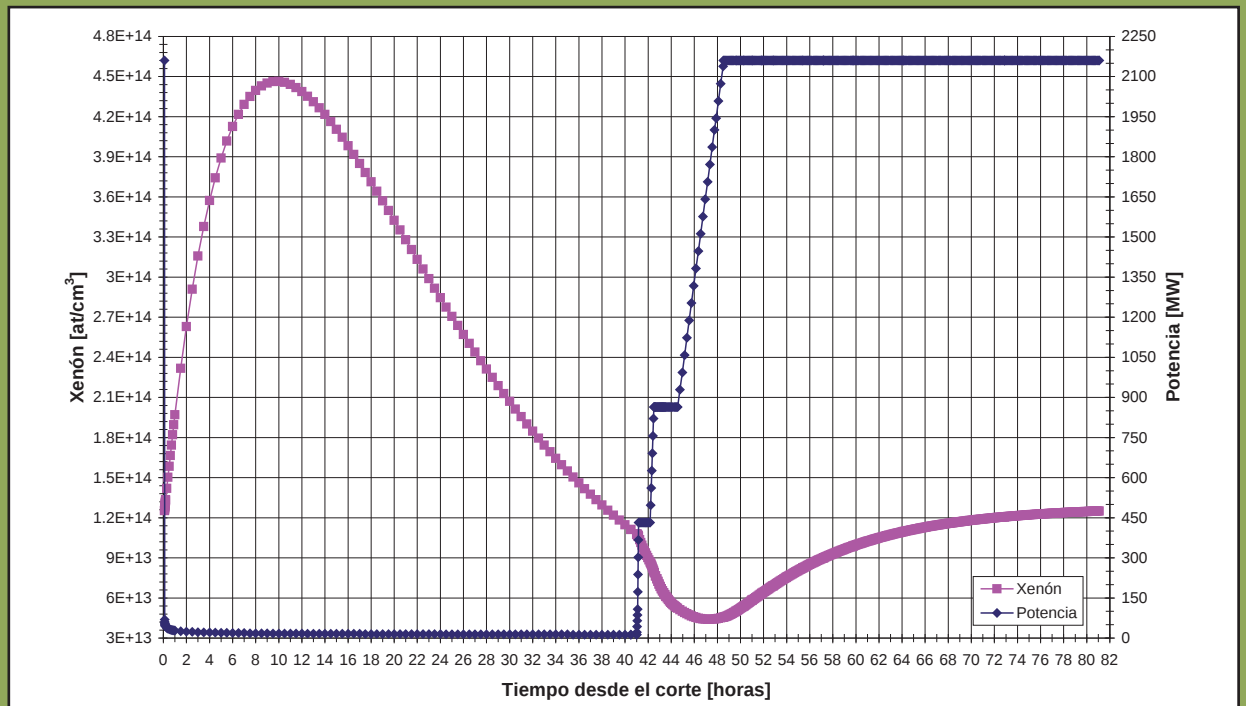


Figura 3: Pico de xenón y potencia durante el arranque

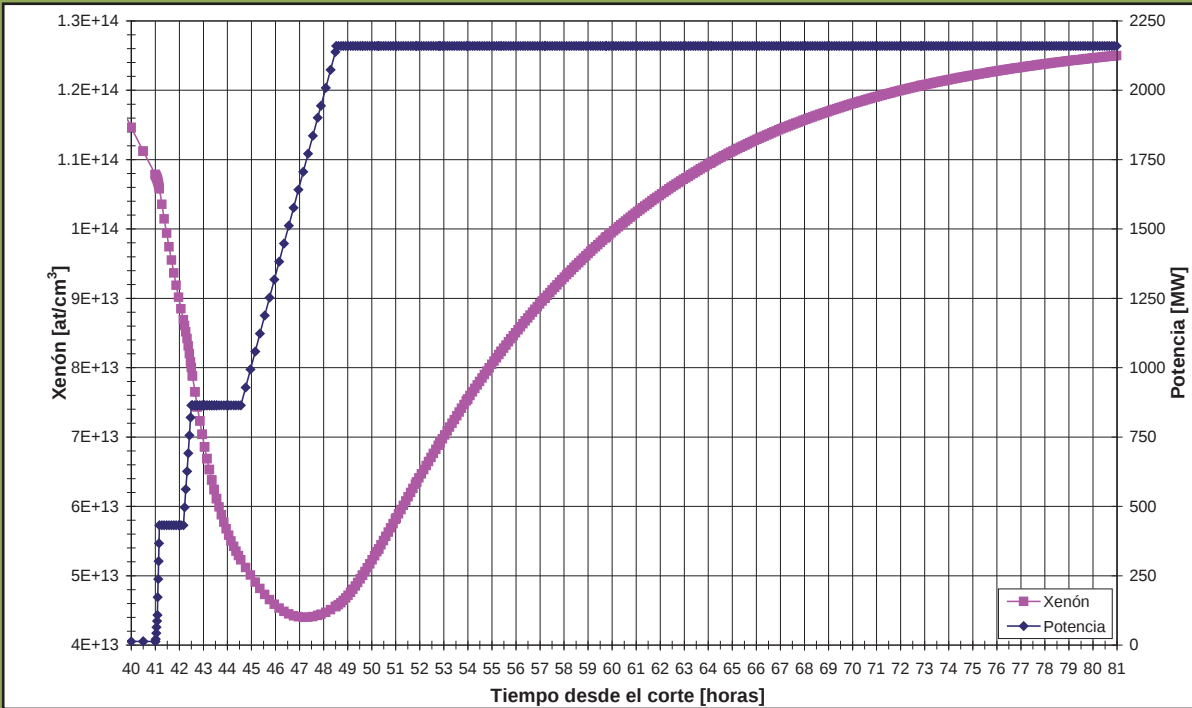


Figura 4: Concentración de xenón y potencia durante el arranque

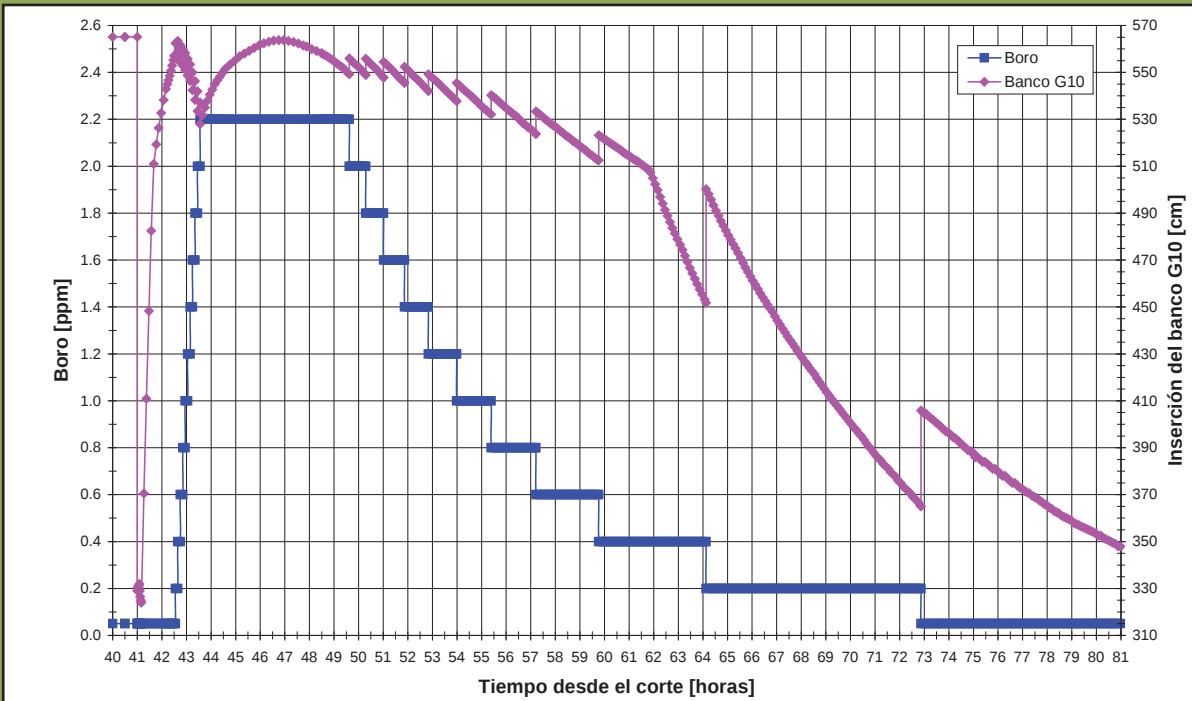


Figura 5: Concentración de boro e inserción del banco G10 durante el arranque

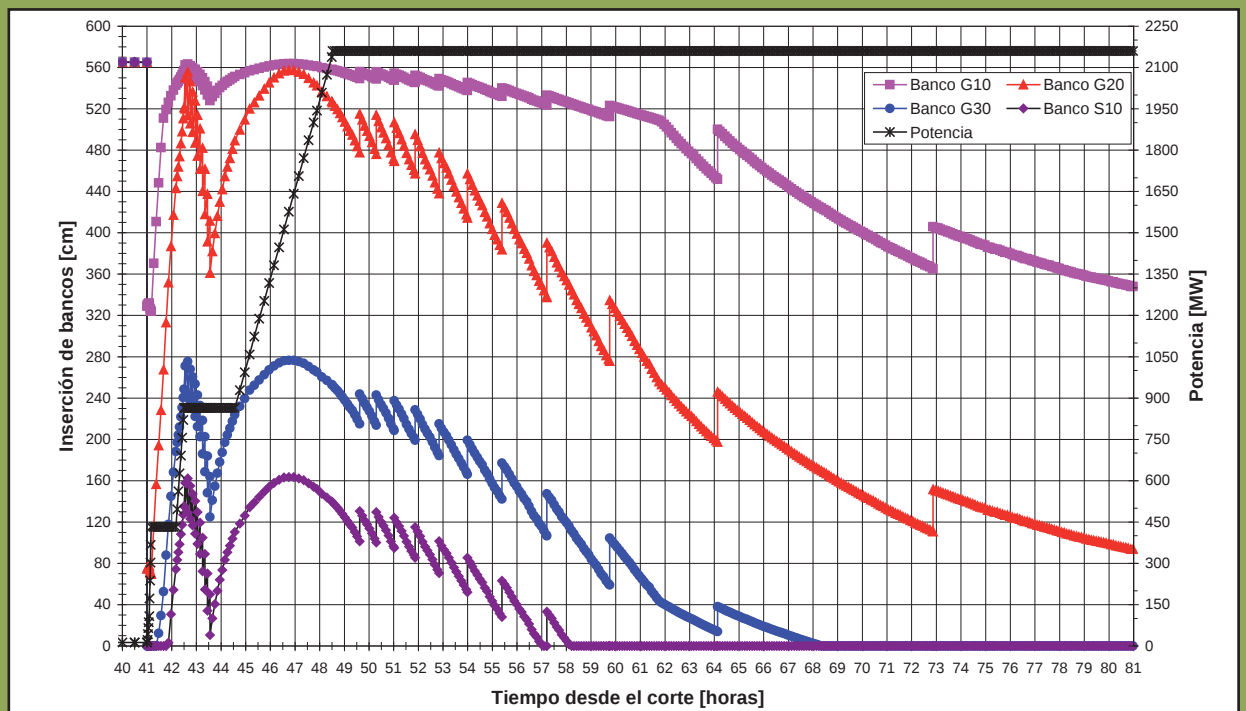


Figura 6: Inserciones de los bancos de barras de control y potencia durante el arranque

7. Conclusiones

En este trabajo se presenta una metodología para la simulación neutrónica de transitorios de potencias y arranques del reactor de la CNA-UII aprovechando las capacidades de realizar cálculos con reacoplamiento termohidráulico y con una dependencia espacial del xenón que posee el programa PUMA4.

Para poder comprobar esta metodología, se realizó una simulación de un arranque inmediatamente después del envenenamiento por xenón del reactor de la CNA-UII. La criticidad se logra 41 horas después del corte del reactor, el 80% de plena potencia se alcanza 6,2 horas después y el 100% de plena potencia a las 7,5 horas de la criticidad. Al 40 %PP se agregaron 2,2 ppm de boro en el sistema refrigerante-moderador para compensar la destrucción del xenón.

Los resultados obtenidos se consideraron satisfactorios, los cambios en las posiciones de barras al cambiar los conjuntos de secciones eficaces y parámetros del xenón fueron lo suficientemente pequeños para no afectar el desarrollo del transitorio.

Uno de los usos de esta metodología fue simular los arranques de la CNA-UII a distintos tiempos después del envenenamiento por xenón, ya que, al ir disminuyendo su concentración cambian los pasos que se deben seguir en el arranque. En paradas largas no es necesario agregar boro ya que se adicionó con

el reactor apagado y es necesario comenzar con la remoción del boro antes de alcanzar el 100 %PP potencia.

También esta metodología se usó en la etapa inicial de operación de la Central, como se muestra en otro trabajo también presentado en la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN).

8. Referencias

- [1] Grant, C. R., *Manual del Código "PUMA 4" Versión 4*. C.RCN.MUS.059, CNEA, 2005.
- [2] Halsall, M. J. et al., *WIMSD A Neutronics Code for Standard Lattice Physics Analysis*, NEA 1507/02, NEA Databank, 1997.
- [3] Leszczynski, F., Lopez Almada, D. y Trkov, A. (Editors), *WIMS-D Library Update: Final Report of a Coordinated Research Project*, STI/PUB/1264, IAEA, 2007.
- [4] Marleau, G., *DRAGON Theory Manual. Part 1: Collision Probability Calculations*. IGE-236, Universidad de Montreal, 1999.
- [5] Marleau, G., Herbert, A. y Roy, R., *A User Guide for DRAGON. Version DRAGON_000331 Release 3.04*, IGE-174 Rev.5, Universidad de Montreal, 2000.
- [6] Mollerach, R., Fink, J. y Leszczynski, F., *Validation of Updated Neutronic Calculation Models Proposed for Atucha-II PHWR. Part I: Benchmark Comparisons of WIMS-D5 and DRAGON Cell and Control Rod*

- Parameters with MCNP5, PHYSOR-2006 Advances in Nuclear Analysis and Simulation, Vancouver, Canada. 10-14 de September, 2006.*
- [7] Grant, C. R. et al., *Validation of Updated Neutronic Calculation Models Proposed for Atucha-II PHWR. Part II: Benchmark Comparisons of PUMA Core Parameters with MCNP5 and Improvements due to a Simple Cell Heterogeneity Correction, PHYSOR-2006 Advances in Nuclear Analysis and Simulation, Vancouver, Canada. 10-14 de September, 2006.*
- [8] Mollerach, R. et al., *Revision of the Fuel Management Studies of the Atucha-2 Reactor. Implementation of an Automatic Refueling Simulation Program. 23rd Canadian Nuclear Society Nuclear Simulation Symposium, Ottawa, Canada. 2-4 de November, 2008.*
- [9] Siva, M. S., *Validación del programa de mapeo de potencia en la etapa inicial de operación de Atucha-2. XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires. 1-5 de diciembre, 2014.*
- Trabajo presentado en la XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 1 al 5 de diciembre de 2014

Diseño termohidráulico de la envolvente de núcleo del reactor CAREM 25

GIMÉNEZ, J.B.E., GARCÍA J.C., RAUSCHERT, A. Departamento de Termohidráulica - Centro Atómico Bariloche – Comisión Nacional de Energía Atómica

La envolvente de núcleo del reactor CAREM 25 tiene como objeto principal direccionar el caudal de refrigerante hacia el núcleo. Dicho componente se constituye como una pieza de acero inoxidable dispuesta en la periferia radial del núcleo del reactor y puede contribuir a la reducción de la fuga de neutrones de alta energía o “rápidos”. Como consecuencia de la interacción de dicho campo de radiación se produce una deposición inhomogénea de potencia dentro del volumen cercana a 1.0 MW, la cual debe ser evacuada usando una fracción del caudal de refrigeración. En el presente trabajo se diseña la estrategia de refrigeración de una envolvente de núcleo para el CAREM 25 que además actúa como reflector pesado de neutrones. Para tal objetivo, se planteó realizar perforaciones axiales de 10 mm de diámetro para conformar canales por donde circule un cierto porcentaje del caudal del circuito primario. Las variables para este diseño son: el diámetro y cantidad de las perforaciones, disposición de las mismas (espaciado y patrón), temperatura máxima dentro de la envolvente, caudal másico y caída de presión a través de las perforaciones. Para su correcta evaluación se realizó una estimación analítica del caudal y pérdidas de carga para luego evaluar el campo de temperaturas usando un modelo de detalle desarrollado en Fluent (método de volúmenes finitos). Dicho cálculo tiene en cuenta la distribución axial y radial de potencia dentro del reflector, provista por el área neutrónica.

Thermo hydraulic design of the core shroud of CAREM 25 reactor

The main purpose of the core shroud for the CAREM 25 reactor prototype is to route the flow of coolant to the core. Said component is constituted as a stainless steel body disposed in the radial periphery of the reactor core and can help to reduce the leakage of high energy neutrons. As a result of the interaction with the core shroud, an inhomogeneous deposition of power occurs, close to 1.0 MW, which should be evacuated using a fraction of the cooling flow. In this work, the strategy of cooling the core shroud for CAREM 25 is designed. For that purpose, there was a proposal to introduce a number of axial holes (10 mm in diameter) to form flow channels. The variables to be considered are: the diameter and number of perforations, their arrangement (spacing and pattern), maximum temperature within the envelope, mass flow and pressure drop through the perforations. For a proper assessment, an analytical estimate of flow rate and pressure drop was carried out firstly. Finally, the temperature field was calculated using a detailed model developed in ANSYS (finite volume method). This calculation takes into account the axial and radial power distribution within the reflector, provided by the Neutron area.

1. Introducción

La envolvente del núcleo del prototipo CAREM 25 [1] cumple la función de desviar el caudal másico del circuito primario hacia el núcleo, impidiendo que se forme un *bypass* al mismo. Por tal motivo está ubicado en la periferia radial del núcleo, como se puede apreciar en la Figura 1.

Desde el punto de vista neutrónico actúa como un reflector de los neutrones rápidos, aquellos de mayor energía cinética. Esto constituye una ventaja para la economía neutrónica del núcleo ya que se reducen las fugas del sistema. Sin embargo, también se genera una fuente volumétrica de potencia dentro de la envolvente cuyo valor total se corresponde con el 1% de la potencia térmica del reactor, aproximadamente.

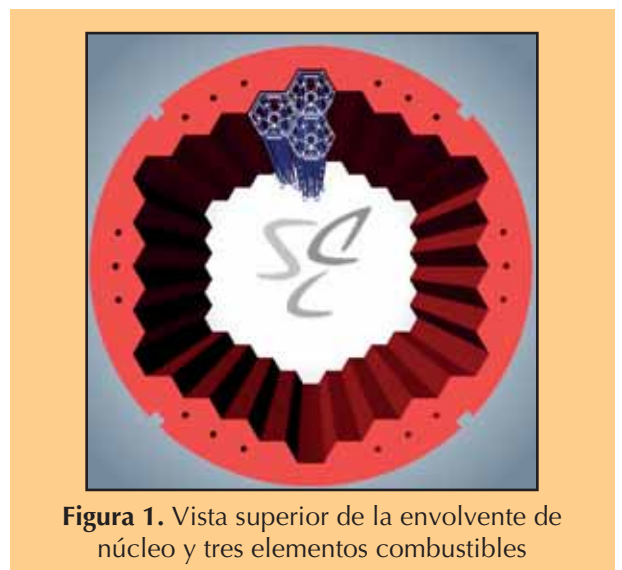


Figura 1. Vista superior de la envolvente de núcleo y tres elementos combustibles

Considerando que la conductividad térmica del acero inoxidable es comparativamente mucho menor que el aluminio (por ejemplo), es posible que se generen gradientes térmicos muy pronunciados, imposibilitando la refrigeración por las caras externas de la envolvente. A través de cálculos neutrónicos realizados con el método Monte Carlo se conoce la distribución espacial de la generación de potencia volumétrica. Dicha información será usada como parámetro de entrada y fue provista por el Área de Neutrónica del Proyecto CAREM 25.

El objetivo de este trabajo es diseñar la estrategia de refrigeración de la envolvente considerando fronteras adiabáticas y el detalle de la distribución de generación de potencia, planteando canales refrigerantes constituidos como perforaciones axiales.

2. Desarrollo

Como primera aproximación se estudió el problema de evacuar la potencia depositada por la interacción de los neutrones rápidos en el volumen de la envolvente mediante estimaciones analíticas. Posteriormente, se presentan el análisis y resultados obtenidos con el modelo construido en FLUENT.

En primera instancia, es necesario realizar una evaluación termodinámica para estimar el caudal de refrigeración necesario. Partiendo de que la refrigeración del reactor está basada en la convección natural, la resistencia hidráulica originada por los canales refrigerantes debe estar equiparada con la del núcleo. De esta forma, se evita formar un *bypass* (pérdidas insignificantes) o bien caudal insuficiente (pérdidas de carga elevadas).

Con este criterio se determinan el diámetro y cantidad de perforaciones. Luego, se pasa al modelo detallado de volúmenes finitos elaborado con FLUENT.

2.1 Cálculo analítico de caudal y pérdidas de carga

En base a [2], se calculó una generación total de potencia igual a 955 kW. Las propiedades del agua se consideraron constantes, tomando un valor promediado para el rango de temperaturas entre 280 °C y 320 °C a 122,6 bar. Ver Anexo A.

El número de perforaciones, su diámetro y salto de temperatura (entre ingreso y egreso) son variables que están acopladas debido a la refrigeración por convección natural. En consecuencia, se buscó satisfacer los siguientes objetivos:

- Mayor cantidad posible de perforaciones para evitar gradientes pronunciados de temperatura dentro del cuerpo de la envolvente.

- Remover menos del 10% de material.
- Diámetro de perforaciones igual o mayor a 10 mm.
- Asegurar que la pérdida de carga a través de los canales sea comparable al núcleo [3]. El rango aceptable de caídas de presión será entre los 1.100 Pa y 1.500 Pa.
- Caudal másico de refrigeración menor a los 16 kg/s.
- Salto térmico del refrigerante menor a 40 °C.

Se considera que el aporte de entalpía del refrigerante que atraviesa el reflector tendrá un efecto despreciable sobre la entalpía total de salida de núcleo. Esto es razonable teniendo en cuenta que la potencia depositada en el cuerpo de reflector representa aproximadamente el 1% de la potencia térmica del núcleo.

De igual forma, la pérdida de carga está determinada por el núcleo, considerando que el caudal de refrigeración de la envolvente es pequeño en comparación con el caudal total. A fin de proveer una refrigeración adecuada se debe respetar el balance de energía:

$$\dot{Q} = \dot{m}_{ref} \cdot (h_{salida} - h_{entrada}) \quad (1)$$

Donde la potencia total $\dot{Q}$ es igual a 0,955 MW, $\dot{m}_{ref}$ es el caudal másico y h la entalpía del fluido. Para esta estimación no es necesario suponer una distribución espacial de la intensidad de la fuente volumétrica, ni del perfil de temperatura. Con el fin de lograr una distribución del caudal entre el núcleo y el reflector, resulta primordial que ambos caminos representen una resistencia hidráulica semejante. La pérdida de carga Δp por el paso a través del reflector se puede computar como:

$$p = \left[K_{entrada} + K_{salida} + f \cdot \frac{L}{\phi} \right] \cdot \frac{1}{2} \rho v \quad (2)$$

Donde las pérdidas localizadas K , debidas a la entrada y salida se computan como 1,4 de acuerdo a valores de bibliografía básica [4]; f es el factor de Darcy, L y ϕ la longitud y diámetro del canal respectivamente, ρ la densidad del refrigerante y v la velocidad del fluido.

Como se fijó el caudal másico a través de (1), la velocidad y el factor de pérdidas por fricción pasan a ser función del diámetro y cantidad total de perforaciones. En la Tabla 1 se pueden consultar los valores calculados analíticamente sobre los cuales se evaluará el modelo de detalle en FLUENT.

Parámetro	Valor	Observaciones
Diámetro de perforación	10,0 mm	-
Cantidad de perforaciones	348	-
Fracción de material removido	5 %	-
Potencia térmica total	955 kW	Ref. [2]
Temperatura de ingreso	286 °C	Ref. [2]
Salto de temperatura	13 °C	± 1 °C
Caudal másico total	14 kg/s	± 2 kg/s
Velocidad de refrigerante	0,70 m/s	$\pm 0,05$ m/s
Pérdida de carga	1300 Pa	± 200 Pa

Tabla 1. Valores calculados para la refrigeración de la envoltente de núcleo.

2.2 Modelo para cálculo con FLUENT

Se desarrolló un modelo 3D en FLUENT ANSYS para evaluar el campo de temperaturas dentro del cuerpo. En base a la simetría del mismo, se modeló solamente 1/12; en el anexo B se dan las coordenadas de las perforaciones. Se tiene en cuenta la distribución espacial de potencia para 2 zonas radiales y otras 17 zonas axiales, acorde a lo presentado en [2]. Debido a la interacción de los neutrones y fotones gamma se genera una cierta potencia dentro del refrigerante; pero no se consideró por tratarse de un aporte poco significativo.

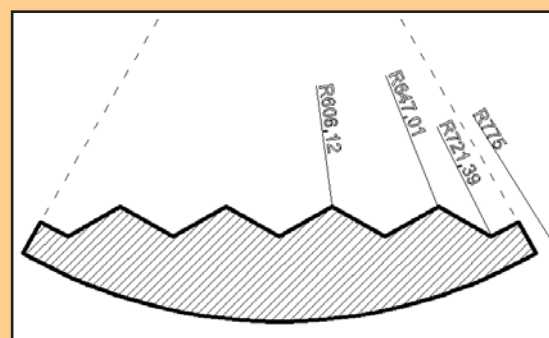


Figura 2. Esquema para el modelado de la envoltente sin perforaciones. Dimensiones expresadas en [mm]

Como se ve en la Figura 2, el espesor máximo está dado por la mayor diferencia de radios, igual a 17 cm. El modelo en FLUENT requirió definir un conjunto de condiciones de borde:

Condición de simetría en las paredes laterales.

Las condiciones de pared (interior y exterior) se establecieron como adiabáticas.

Se desestimó una posible refrigeración a través del “gap” de agua externo.

Se consideró que el total de la potencia se evacua a través de los canales verticales internos.

Condiciones de entrada del fluido: 286 °C a 122,6 bar.

Flujo másico de ingreso: 502 kg/m²/s (correspondiente al caudal másico de 14 kg/s que atraviesa el área de los 348 canales de 10 mm de diámetro).

3. Resultados de Cálculo

Como resultado de las simulaciones se obtuvo una distribución de temperaturas para el agua de los canales refrigerantes y el cuerpo de la envoltente. Ver Figuras 3, 4, 5 y 6.

A fin de verificar los criterios propuestos se ve en la Figura 4 que la temperatura máxima alcanzada es menor a los 340 °C y se registra dentro del cuerpo de la envuelta. Considerando una temperatura mínima igual a 286 °C, el gradiente máximo es igual a 54 °C.

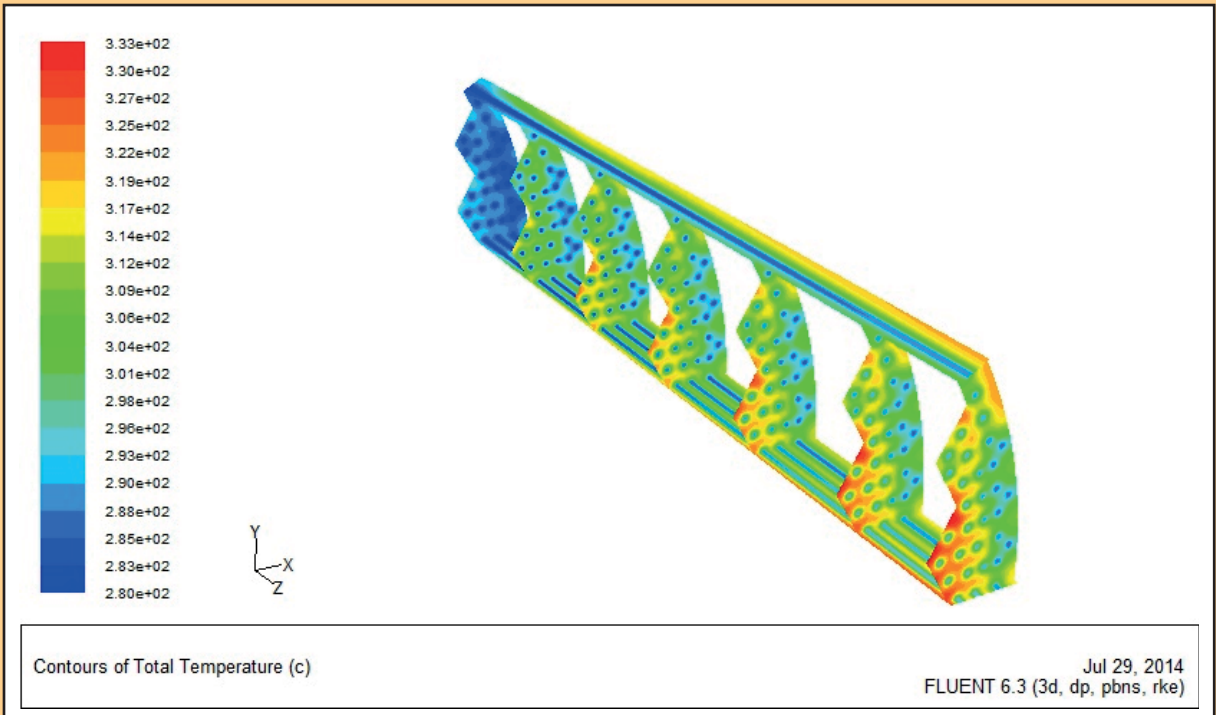


Figura 3. Distribución de temperatura para distintos cortes axiales del cuerpo y canales refrigerantes. Valores expresados en [°C]

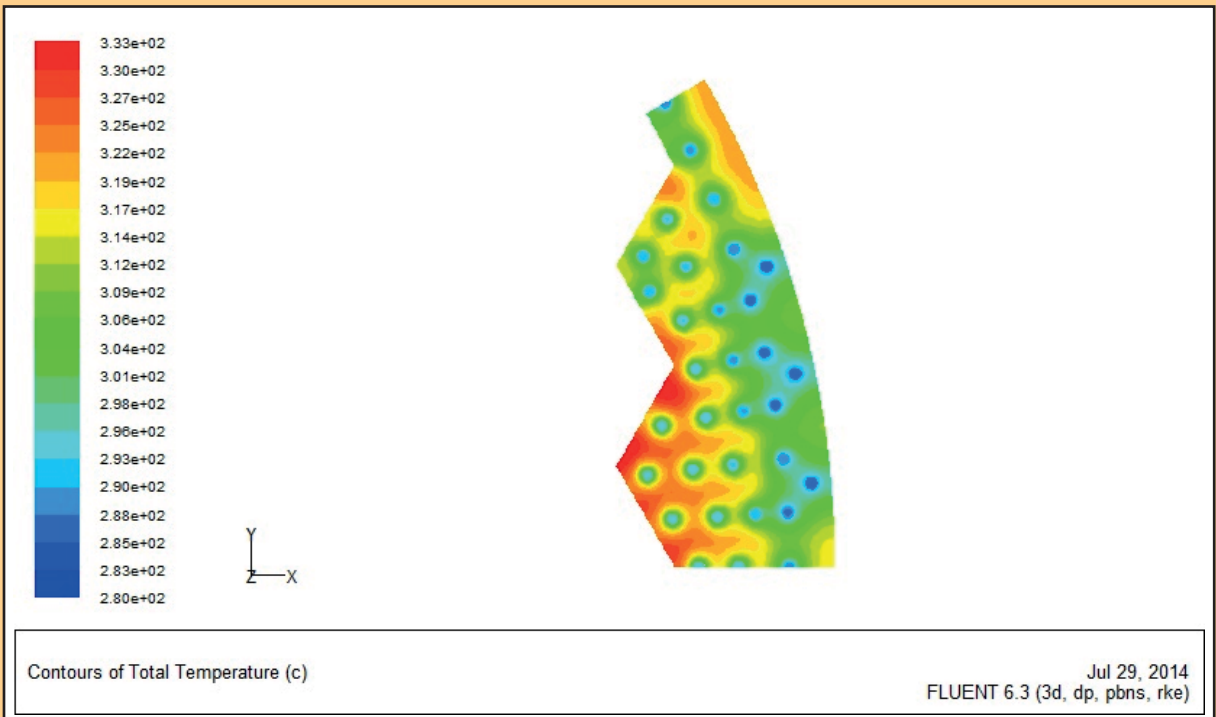


Figura 4. Distribución de temperatura para el plano de salida de la envolvente. Temperaturas expresadas en [°C]

Por otra parte cabe destacar que dichos valores representan las cotas superiores, ya que las caras externas del cuerpo fueron modeladas como superficies adiabáticas y la conductividad térmica del acero se evaluó en 16 W/m/°C de acuerdo a [5] para 100 °C (valor conservativo).

La temperatura a la salida de los canales refrigerantes (Figura 6) no es uniforme, lo cual es esperable ya que tampoco lo es la deposición de potencia.

Con el fin de evaluar la sensibilidad de los resultados se realizó un cálculo suponiendo que

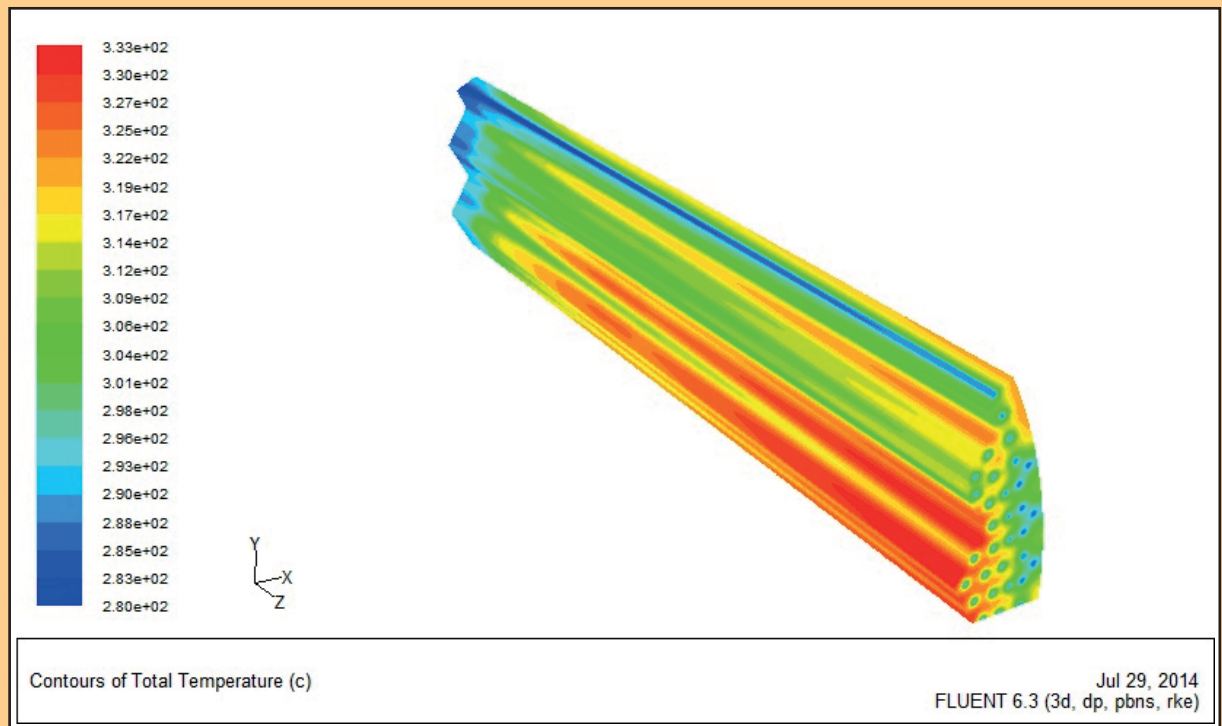


Figura 5. Distribución de temperatura para la cara externa (modelada como adiabática) de la envolvente. Temperaturas expresadas en [°C]

surgen pérdidas de carga adicionales en los ingresos y egresos de los canales refrigerantes. Esto implicaría menores caudales.

Conservando la misma geometría y fuente de potencia, se realizó nuevamente el cálculo usando la mitad del caudal másico de ingreso. Es decir,

reducción del flujo másico desde 502 kg/m²/s a 251 kg/m²/s. La nueva distribución de temperaturas se muestra en la Figura 7.

El gradiente térmico en el plano superior de la envolvente aumentó hasta 74 °C, con temperatura máxima de 360 °C.

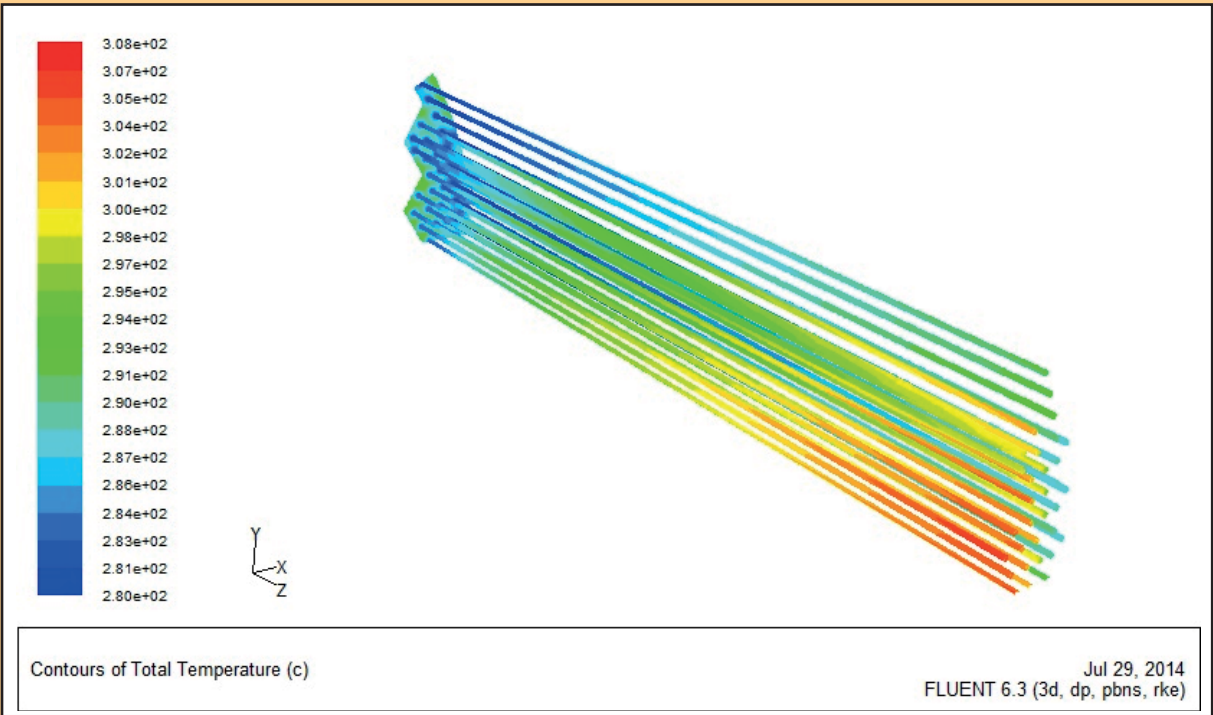


Figura 6. Distribución de temperatura para los canales refrigerantes de la envolvente. Temperaturas expresadas en [°C]

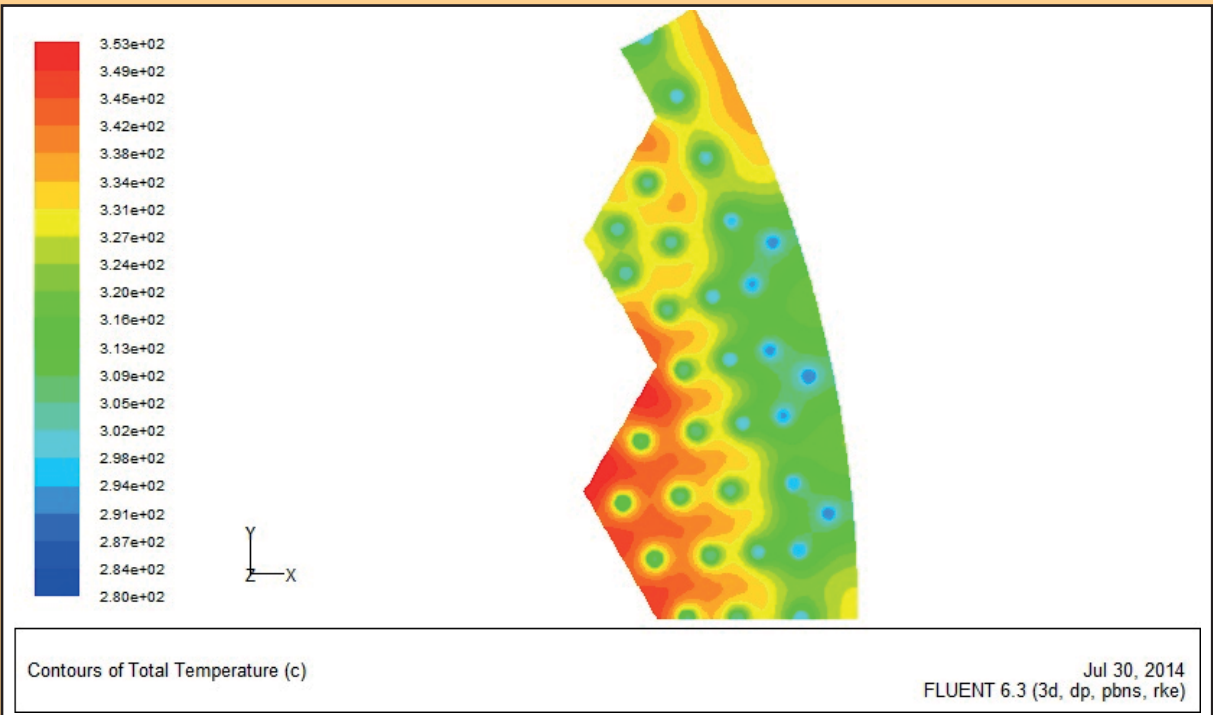


Figura 7. Distribución de temperatura para el plano de salida de la envolvente, cuando el caudal se reduce a la mitad del valor calculado. Valores expresados en [°C]

4. Conclusiones y valoraciones finales

Las estimaciones analíticas permitieron determinar con relativa facilidad el caudal másico necesario para evacuar los 955 kW, sin embargo, el problema radica en distribuir lo más posible los canales de refrigeración a fin de reducir las temperaturas máximas dentro del cuerpo de la envolvente.

Considerando que las pérdidas de carga deben equipararse con las del núcleo; se procuró un compromiso entre la cantidad de perforaciones, su diámetro y el salto térmico en la envolvente. Se evitó plantear soluciones que involucren diámetros menores a 10,0 mm ya que se volvería inviable su mecanizado considerando un desarrollo longitudinal del orden 1.700 mm.

Se obtuvo una distribución y patrón de perforaciones axiales para la envolvente de núcleo, que garantiza la remoción de la potencia generada por la interacción con la radiación proveniente del mismo.

Fue posible calcular y validar que un caudal másico menor a los 15 kg/s es capaz de refrigerar el cuerpo sin ocasionar pérdidas de carga que

signifiquen un *bypass* al núcleo ni gradientes de temperatura excesivos. El cálculo es conservativo pues se modelaron condiciones de borde adiabáticas, con lo cual la refrigeración se efectúa totalmente a través de los canales propuestos.

Referencias

- 1] H. Boado Magan, D. F. Delmastro et al. "CAREM Prototype Construction and Licensing Status" IAEA-CN-164-5S01
- [2] MEM-CAREM25N-12, "Actualización calentamiento del reflector de acero debido a radiaciones".
- [3] EXT-CAREM25T-3-B1020-r0, "Estudio de sensibilidad del sistema primario y secundario del reactor CAREM"
- [4] F. M. White, "Mecánica de Fluidos" 5ta Edición Mc Graw Hill, España 2003.
- [5] F.P. Incropera, "Fundamentos de Transferencia de Calor" 4ta Edición Prentice Hall, México 1999.

Trabajo presentado en la XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 1 al 5 de diciembre de 2014

ANEXOS

ANEXO A: PROPIEDADES DE AGUA Y ACERO USADAS PARA EL MODELO SEGÚN [3]

Calor específico (Cp)	5351,91	J/kg°C
Densidad (Rho)	739,94	Kg/m3
Viscosidad (mu)	9,13E-05	Pa.s
Conductividad térmica (k)	5,74E-01	W/m°C
Temperatura de saturación	324,68	°C
Número de Prandtl	0,851	Cp*mu/k

Tabla 2. Propiedades del agua
(promediadas @280-320 °C y 122.6 bar)

Calor específico	502,5	J/kg°C
Densidad	8030	kg/m3
Conductividad térmica	16,3	W/m°C @100 °C

Tabla 3. Propiedades del acero
del reflector (316 L)

ANEXO B: COORDENADAS DE LAS PERFORACIONES AL REFLECTOR

En la Figura 8 se muestra el esquema con el número de identificación del centro de las perforaciones. Las coordenadas se listan debajo.

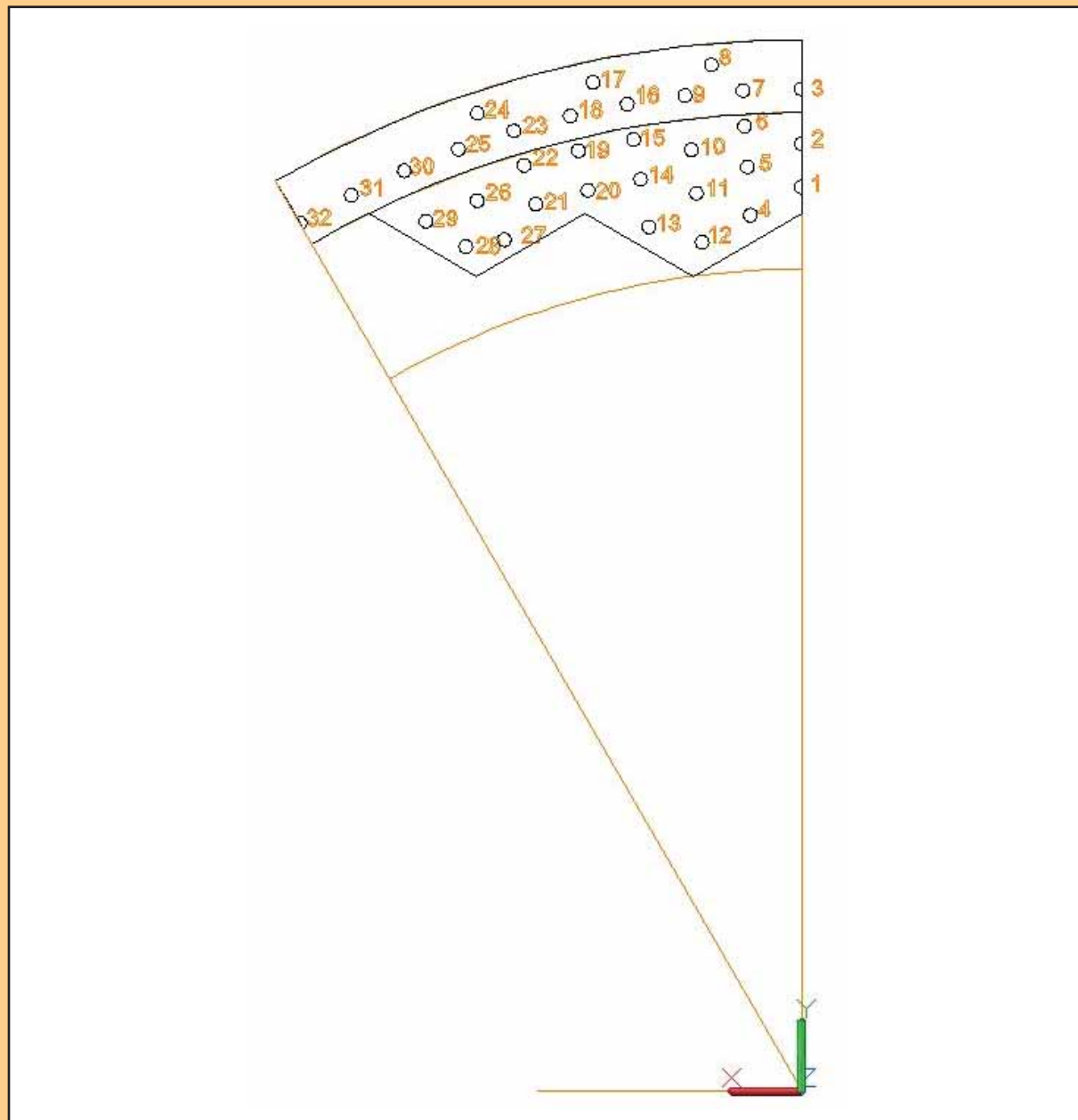


Figura 8. Número de identificación para las perforaciones del reflector pesado.
Origen de coordenadas en el centro del reactor

ID	X [mm]	Y [mm]
1	0	666,5
2	0	698,5
3	0	738,9
4	37,6	645,9
5	39,7	681,3
6	41,8	711,5
7	42,9	737,6
8	66,4	756,5
9	85,7	733,9
10	81,1	693,8
11	77,3	662,0
12	73,1	625,6
13	112,3	637,1
14	118,5	672,2
15	123,7	701,6
16	128,3	727,6
17	153,5	743,7
18	170,4	718,9
19	164,3	693,2
20	157,4	664,1
21	195,7	653,8
22	204,3	682,5
23	211,9	707,8
24	238,8	720,9
25	252,7	694,3
26	238,9	656,4
27	218,9	627,7
28	247,2	622,4
29	276,6	641,4
30	292,6	678,4
31	331,6	660,3
32	369,4	639,9

Tabla 4. Posición del centro de las perforaciones.

Difractómetro de grandes componentes para el reactor RA-10

SANTISTEBAN J.^{1,4,5,6}, SÁNCHEZ, F.^{2,4,5}, MOREIRA F.^{1,4,5}, GÓMEZ, S.^{2,4}, TARTAGLIONE A.^{1,5,6}, MALAMUD, F.^{1,5,6}, VICENTE ALVAREZ, M.^{1,5,6}, GIMÉNEZ M.^{1,5}, VIZCAÍNO P.^{3,4,6},

⁽¹⁾ Departamento de Física de Neutrones – Centro Atómico Bariloche

⁽²⁾ Departamento de Física de Reactores y Radiaciones – Centro Atómico Bariloche

⁽³⁾ Departamento de Tecnología del Circonio – Centro Atómico Ezeiza

⁽⁴⁾ CNEA

⁽⁵⁾ Instituto Balseiro, Universidad Nacional de Cuyo

⁽⁶⁾ CONICET

En CNEA se encuentra en ejecución el “Proyecto RA-10” para la construcción de un reactor multipropósito. Entre los objetivos principales del RA-10 está la provisión de haces de neutrones para la realización de experimentos dentro de un amplio espectro de disciplinas científicas y tecnológicas. Por sus múltiples aplicaciones, la difracción de neutrones es una de las técnicas neutrónicas más populares. El gran poder de penetración de los neutrones (del orden de cm) permite investigar el interior de un objeto sin necesidad de cortarlo. Así es posible estudiar en forma no-destructiva objetos macroscópicos y cuantificar la variación espacial de las fases cristalinas que lo componen, las orientaciones de esos cristallitos, y su nivel de deformación plástica y elástica. En particular, es posible determinar las tensiones internas en componentes mecánicos de gran porte, un tema de gran importancia dentro de la industria metal-mecánica. En este caso los planos cristalinos son utilizados como extensómetros microscópicos, y las pequeñas variaciones que existen en las distancias interplanares para las distintas direcciones de un objeto son utilizados para cuantificar el tensor completo de deformación elástica. La posibilidad de realizar experimentos de difracción sobre objetos intactos ha despertado también gran interés dentro de la comunidad dedicada al estudio y la conservación del patrimonio cultural.

Presentamos aquí el diseño básico de un difractómetro para el estudio de grandes componentes, para ser instalado en un haz térmico de la sala del reactor RA-10, es decir, directamente contra la pared del mismo. Se propone equiparlo con dos monocromadores diferentes, para poder optar entre mayor intensidad o mayor resolución. Los monocromadores propuestos son doblemente curvados, a fin de enfocar el haz sobre la posición de medición y optimizar la resolución del equipo para la reflexión de mayor interés. Un componente central del instrumento es el portamuestras, consistente en una mesa con capacidad de posicionar componentes de hasta ~300kg de peso con una precisión de ~20µm, una resolución espacial de ~1mm, y rotar los mismos a fin de explorar distintas direcciones. Presentaremos además avances realizados sobre un prototipo a menor escala, que comparte algunas características del diseño propuesto, que será instalado en el reactor RA-6 del Centro Atómico Bariloche.

Diffractometer for large objects for the RA-10 reactor

The “RA-10 Project” is a modern, multi-purpose, research reactor under CNEA development, which is expected to start operation in 2019. Among its capabilities, the reactor will provide both thermal- and cold- neutron beams for use in scientific research and technical developments. Neutron diffraction is perhaps the most popular of such techniques. Thermal neutrons penetrate deep within solid materials (typically cm), so it is indeed possible to investigate the interior of an object without the need to cut it or drill it. Hence, non-destructive investigations of macroscopic specimens can render a variety of microstructural information, such as the crystallographic phases present, the orientation of the composing crystallites, and the elastic and plastic deformation within the object. In particular, it is now possible to measure the residual stress within large mechanical components, using the crystal planes as microscopic strain gauges. Residual stresses represent an ever-growing issue within a wide range of industries (energy, automotive, aerospace, nuclear, etc).

We present here the basic design of a “Neutron Strain Scanner”, i.e., a diffractometer capable of studying bulky, heavy components, to be installed on a thermal beam in the reactor hall of the RA-10 research reactor. The instrument should be capable of handling components of up to ~300kg with a spatial resolution of ~1mm. Besides internal stress, the proposed instrument will provide a variety of microstructural information about the material (texture, dislocation densities, phase volumes, etc.) of direct interest to a wide range of scientific and technical communities (physical-chemistry, materials science, geology, archaeometry, etc.)

The proposed design includes two different monochromators of very different resolutions: (i) an elastically bent Silicon monochromator for strain scanning, and (ii) a Germanium monochromator for phase quantification and crystallographic textures.

A working prototype of the proposed instrument is currently being developed, and will be installed in the RA-6 research reactor in Centro Atómico Bariloche, CNEA, Argentina.

1. Introducción

Uno de los proyectos más importantes dentro de la CNEA es el "RA-10", un reactor nuclear multipropósito de diseño y fabricación nacional. El proyecto se inició en el año 2010 y la puesta en marcha del reactor está planeada para el año 2019.

El mismo será construido en el Centro Atómico Ezeiza y tiene tres objetivos principales:

- i) Aumentar la producción de radioisótopos para proveer la demanda nacional y regional.
- ii) Desarrollar ensayos de nuevos combustibles y materiales nucleares mediante una facilidad de irradiación.
- iii) Producir haces intensos de neutrones para proveer al sistema científico-tecnológico nacional de técnicas neutrónicas avanzadas.

En relación al objetivo iii), 8 haces de neutrones emergerán del reactor [1]. La mitad de estos haces (2 térmicos+2 fríos) serán conducidos por guías de neutrones hacia un "hall de haces", con amplio espacio para la instalación de una variedad de instrumentos. La otra mitad estará disponible en el "hall del reactor", sala inmediatamente adyacente al blindaje del núcleo.

En este trabajo proponemos instalar en esta sala un instrumento de interés dentro del área de la ciencia e ingeniería de materiales. Entre sus aplicaciones más importantes, este equipo permitirá determinar las tensiones internas dentro de componentes mecánicos en forma no-destructiva.



Figura 1. Vista artística del reactor RA-10

2. Tensiones residuales

Las fuerzas que actúan dentro de un objeto en ausencia de cargas externas se llaman tensiones internas o residuales. Son fuerzas similares a las que existen cuando tenemos un resorte comprimido mediante una traba. Al quitar la traba, el resorte manifiesta esta fuerza, liberando en forma repentina la energía asociada. Estas tensiones residuales pueden estar presentes en un componente o material sin que nosotros seamos conscientes de ello. Por este motivo, las tensiones residuales influyen en el comportamiento de los componentes mecánicos y pueden afectar su estabilidad estructural y dimensional y su capacidad de resistencia a la fractura.

Para ver esto último, imaginemos una fisura que aparece en un componente: si el material a ambos lados de la fisura está siendo traccionado la fisura se abrirá y propagará; pero si está en compresión la fisura tenderá a cerrarse y detenerse.

Por esto, un estado de tensión residual de tracción reduce la vida de un componente mecánico. Las tensiones residuales internas limitan, en consecuencia, la capacidad de carga y la seguridad de las estructuras mecánicas y pueden ser contrarrestadas sólo si existe un control que nos permite determinarlas en forma cuantitativa.

Idealmente, se desean determinar estas tensiones dentro de un componente sin tener que destruir o afectar al mismo.

Las tensiones residuales aparecen luego de procesos en los que las distintas partes de un objeto se deforman en forma desigual. Esto puede ocurrir por ejemplo al calentarlo o enfriarlo, si aparecen grandes diferencias de temperatura en una distancia muy pequeña (como puede ocurrir por ejemplo al realizar una soldadura). También pueden aparecer al deformarlo mecánicamente, con algunas zonas deformándose notablemente más que otras debido a una concentración de la carga aplicada.

Los procesos de manufactura utilizados en la industria metal-mecánica (laminados, estampados,

maquinado, soldado, etc.) irremediablemente introducen tensiones residuales. Por esto, los componentes más sensibles son usualmente tratados térmicamente con el objeto de relajar estas tensiones y de optimizar sus propiedades mecánicas.

En producción, el conocimiento de las tensiones residuales permite mejorar la calidad de componentes industriales u optimizar los criterios de diseño en muchas aplicaciones. Por esto, existe en la actualidad una gran demanda científica e industrial por mediciones de tensiones internas (confiables y de alta calidad). La constante búsqueda por reducir

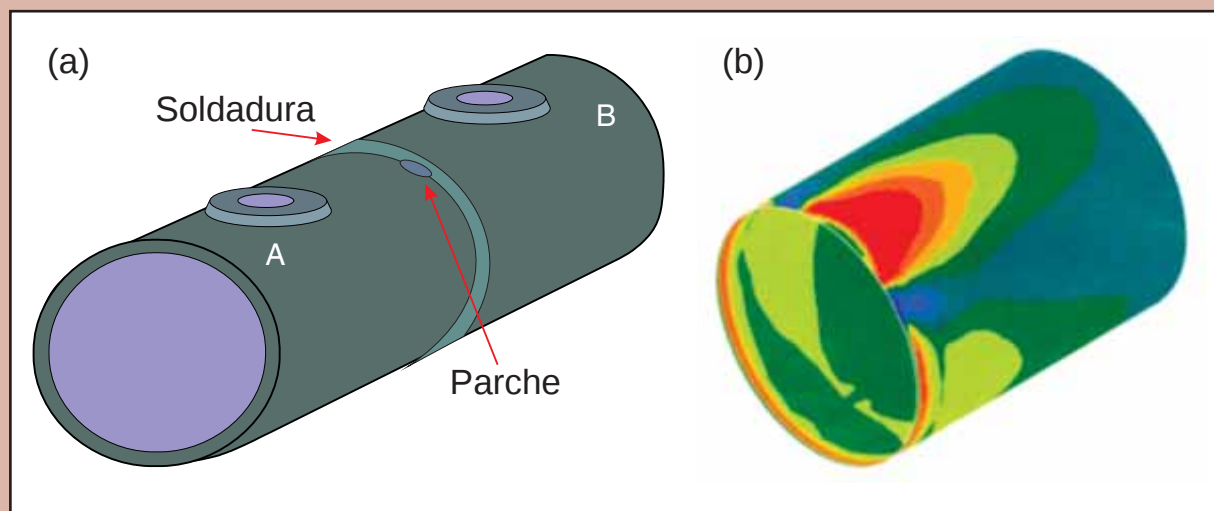


Figura 2. (a) Modelo de recipiente de presión conteniendo un parche en una soldadura, de dimensiones similares al componente de una central nuclear tipo AGR.

Las tensiones alrededor del parche fueron determinadas según se describe más abajo
(b) Cálculo de elementos finitos de tensiones internas resultantes del “emparchado” de una soldadura en un recipiente de presión. (c) Foto del modelo siendo investigado en el instrumento REST, del reactor de Studsvik, Suecia [2]

el peso y optimizar la performance en muchas aplicaciones sugiere que esta demanda continuará en aumento.

Un caso típico de estudio se muestra en la Figura 2, en este caso un intercambiador de calor de una central nuclear avanzada refrigerada por gas (Advanced Gas Reactor). Este componente está compuesto por grandes tubos de acero austenítico de paredes gruesas, que son unidos por medio de soldaduras de arco sumergido realizadas en forma manual. Estas componentes fueron inspeccionadas luego de su fabricación, y en caso de encontrarse fisuras, una de las opciones de remediación involucró el “emparchado” de la soldadura defectuosa. Este procedimiento consiste en extraer el material afectado y rellenarlo nuevamente con metal fundido, lo que introduce un campo muy localizado de tensiones triaxiales, muy difíciles de estimar aún con los métodos de cálculo más avanzados (Figura 2-b). A mediano plazo (~10000 y 50000 horas de operación) la aparición de fisuras cercanas a las zonas reparadas obligó a un análisis estructural completo de estas piezas, a fin de definir si la central podía seguir operando en forma segura.

Para este análisis, una réplica del componente en operación fue creada y reparada siguiendo los mismos procedimientos utilizados durante la construcción de la central (Figura 2-a). El componente fue luego llevado al instrumento REST, un difractómetro del Laboratorio de Investigaciones Neutrónicas de Studsvik (Suecia), para determinar el campo de tensiones internas introducidas por dicho proceso mediante experimentos de difracción de neutrones (Figura 2-c).

3. Escaner neutrónico de deformación

Un “Escáner Neutrónico de Deformación” (*Neutron Strain Scanner*) es un difractómetro de neutrones en el que es posible estudiar objetos de gran tamaño. Como se muestra esquemáticamente en la Figura 3, estos instrumentos permiten investigar un pequeño volumen en el interior de un objeto (identificado por el pequeño cuadrado naranja oscuro), inspeccionándolo con un haz de neutrones de aproximadamente 2x2 mm² de sección.

En la figura, el estudio se está realizando sobre el modelo de recipiente de presión descrito en la sección anterior, que contiene un “parche” en una soldadura. La reflexión de los neutrones en los planos cristalinos que componen el material posibilita estudiar las tensiones internas introducidas por esta reparación en forma tridimensional. Para

producir un mapa de la deformación en la región de interés (identificada por el rectángulo azul en línea punteada), el pequeño volumen de medición debe ser trasladado a través del mismo.

En la práctica, el volumen de medición se mantiene en una posición fija del espacio, y es el componente el que es trasladado delante del haz de neutrones. La figura muestra un mapa de la deformación elástica alrededor del parche medido de esta forma, donde los círculos indican las posiciones en donde se realizó la medición.

Para determinar la deformación elástica, los planos cristalinos del material son utilizados como extensómetros microscópicos, según se ejemplifica en la parte superior derecha de la Figura 3. La presencia de tensiones provoca leves variaciones en la distancia d que separa los planos cristalinos, que son determinadas por el detector que se muestra en la figura. En aquellas direcciones sujetas a tensiones de compresión los planos cristalinos se acercan entre sí y; en forma análoga, se alejan en aquellas direcciones sujetas a esfuerzos de tracción. Así, la deformación elástica dentro del componente que se muestra en la Figura 3, en la posición indicada por el volumen de medición naranja, y a lo largo de la dirección indicada por la flecha roja es:

$$\varepsilon = \frac{d - d_0}{d_0}$$

donde d_0 es la distancia entre los planos atómicos medida para un material libre de tensiones. En la realidad, en vez de determinar estas distancias en forma directa, el detector de neutrones (colocado a aproximadamente 90° del haz incidente) mide en forma muy precisa el ángulo θ en el que aparece el pico de difracción asociado a la familia de planos cristalinos elegida.

$$\varepsilon = \frac{d - d_0}{d_0} = -(\theta - \theta_0) \cot \theta_0$$

con θ_0 el ángulo medido para el material libre de tensiones. Para determinar el tensor completo de deformación para esa posición es necesario medir la deformación a lo largo de otras direcciones, muestreando el mismo volumen de material. Esto se realiza rotando el objeto de la Figura 3 alrededor de dos ejes que pasen por el centro del volumen de medición. Para determinar de las tensiones internas, el tensor de tensiones es calculado utilizando la ley

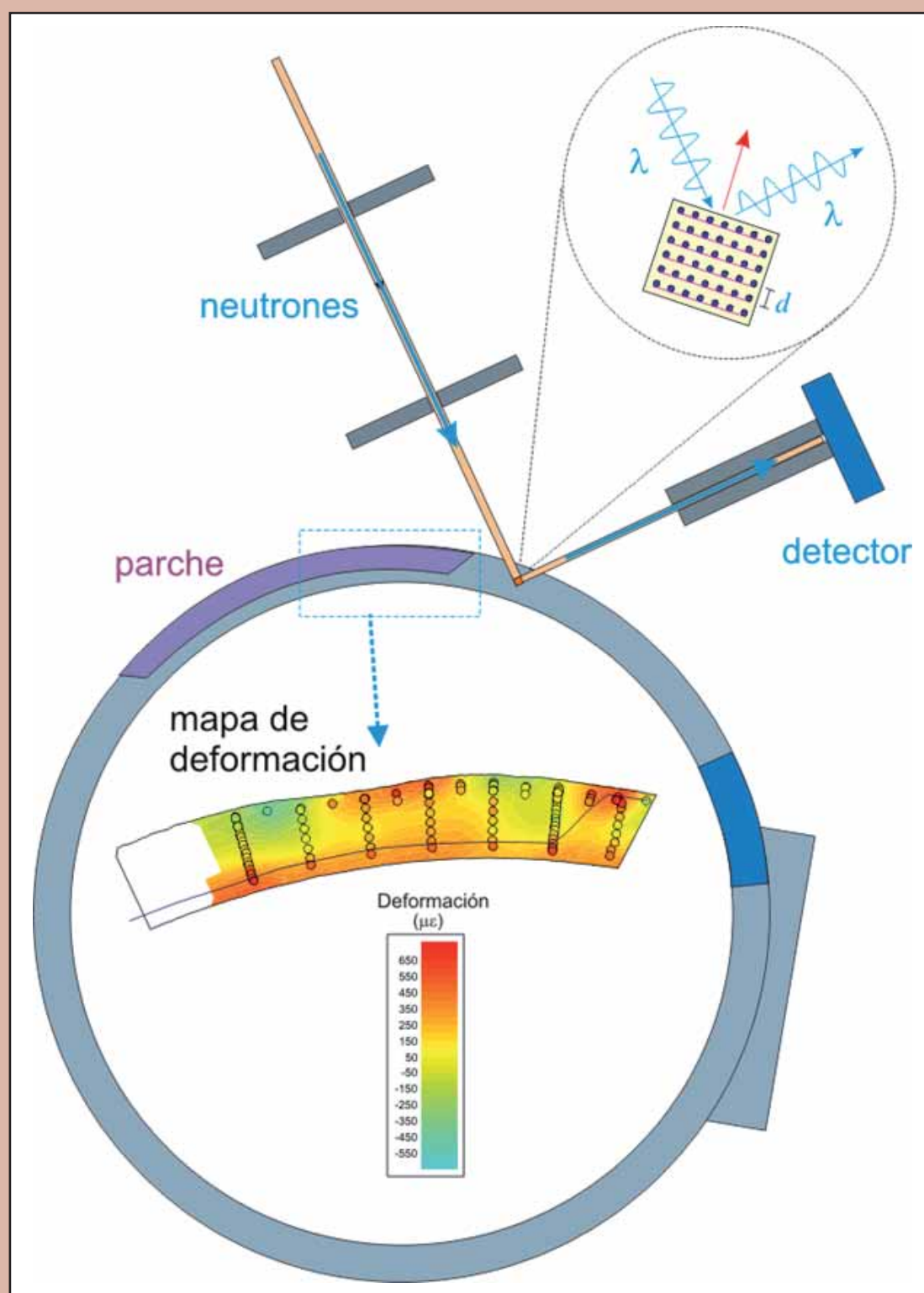


Figura 3. Esquema de la medición de la deformación elástica alrededor de un "parche" de una soldadura en un recipiente de presión. El equipo sólo "ve" el pequeño volumen de medición definido por la intersección del haz incidente y el haz difractado

de Hooke (generalizada) y el tensor de deformaciones medido.

Además de las tensiones internas, el difractómetro permite medir otras características microestructurales del material. Por ejemplo, la densidad de dislocaciones y la textura cristalográfica de los componentes estructurales base circonio son importantes debido a su rol en la deformación anisotrópica que experimentan en servicio, por los intensos flujos de neutrones rápidos a que se encuentran sometidos. Por esto, en los tubos de presión de las centrales tipo CANDU estas propiedades son especificadas cuantitativamente por el diseñador (AECL) [3].

Los tubos de presión para la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse son fabricados en el Centro Atómico Ezeiza por FAESA, a través de una colaboración con el Departamento de Tecnología del Circonio de CNEA [4]. Para proyectos futuros, el equipo propuesto permitiría caracterizar en forma no destructiva la variación espacial de estas propiedades en distintas etapas del proceso de fabricación, a fin de optimizar el proceso de producción de los mismos. La factibilidad de este tipo de estudios sobre los tubos producidos en Ezeiza ha quedado demostrada mediante experimentos realizados en fuentes de neutrones del exterior sobre pequeñas muestras extraídas de los extremos de los mismos [5].

Además de su utilización para atacar problemas típicos de la industria metal-mecánica, este tipo de instrumentos permite obtener información única acerca de los procesos por los que fueron producidos muchos de los objetos que nos rodean, ya sean naturales o creados por el hombre.

En Geomorfología, el estudio de la textura cristalográfica y las tensiones internas que aparecen en las rocas y en los hielos continentales permite inferir detalles acerca de las presiones y los tiempos característicos involucrados en los procesos geológicos que los llevaron hasta su condición actual.

En este caso, la capacidad única del instrumento reside en que permite caracterizar muestras intrínsecamente heterogéneas, compuestas por cristalitas de tamaño relativamente grandes, que resultan muy difíciles de caracterizar por difracción de rayos X [6].

En Arqueometría y el estudio de objetos de arte, la textura cristalográfica y los perfiles de tensiones internas dentro de una pieza permiten discriminar si la misma fue producida a partir de un molde, o si involucró procesos de deformación plástica (doblado, martillado, etc.), y/o tratamientos térmicos especiales [7, 8].

4. Propuesta para el RA-10

En base a lo expuesto, proponemos aquí dotar al reactor RA-10 de un escáner neutrónico de deformación, es decir, de un difractómetro que permita investigar objetos de gran tamaño. Casi todos los laboratorios de haces de neutrones del mundo poseen uno o más instrumentos de este tipo, con pequeñas variaciones en su diseño de acuerdo al tamaño de los objetos que se desea caracterizar, o del tipo de problemas en los que será mayoritariamente utilizado.

Debido a su creciente popularidad, existen varios libros dedicados a esta técnica [9-11], y el Organismo Internacional de Energía Atómica ha publicado un documento dedicado íntegramente a los aspectos técnicos de la implementación de este tipo de equipos en reactores de investigación [12]. Los requerimientos característicos de este tipo de difractómetros son:

- La provisión un haz intenso de neutrones monocromáticos que produzca picos de difracción muy angostos.
- La capacidad de definir un pequeño volumen de medición, de donde proviene la señal investigada.
- La posibilidad de posicionar en forma precisa el objeto que se desea estudiar y ubicar una zona específica del mismo en el volumen de medición.
- La capacidad de rotar la muestra alrededor de un eje que pase por el volumen de medición.

Entre los instrumentos que existen a nivel internacional hemos elegido utilizar como referencia de diseño el instrumento Stress-Spec, del reactor FRM-II de la Universidad Técnica de Múnich. Alemania [13]. La Figura 4 presenta un diagrama esquemático (arriba) y una foto del mismo (abajo). El difractómetro se ubica en el "hall del reactor" ubicado dentro del edificio que contiene al reactor, directamente sobre la pared del mismo. Brevemente, un haz de neutrones colimado es extraído de la fuente térmica del reactor, y neutrones de la longitud de onda deseada son seleccionados por medio de un monocromador, ubicado dentro de un blindaje de grandes dimensiones que posee una apertura móvil.

El haz monocromático emerge de este blindaje por otra apertura e incide sobre la muestra a investigar, que puede ser rotada y trasladada en frente del haz en forma remota por medio de una mesa posicionadora. Como mencionamos, debido al gran poder de penetración de los neutrones, el objeto a investigar puede ser de grandes dimensiones, como el recipiente de presión que se muestra en la foto de la Figura 2.

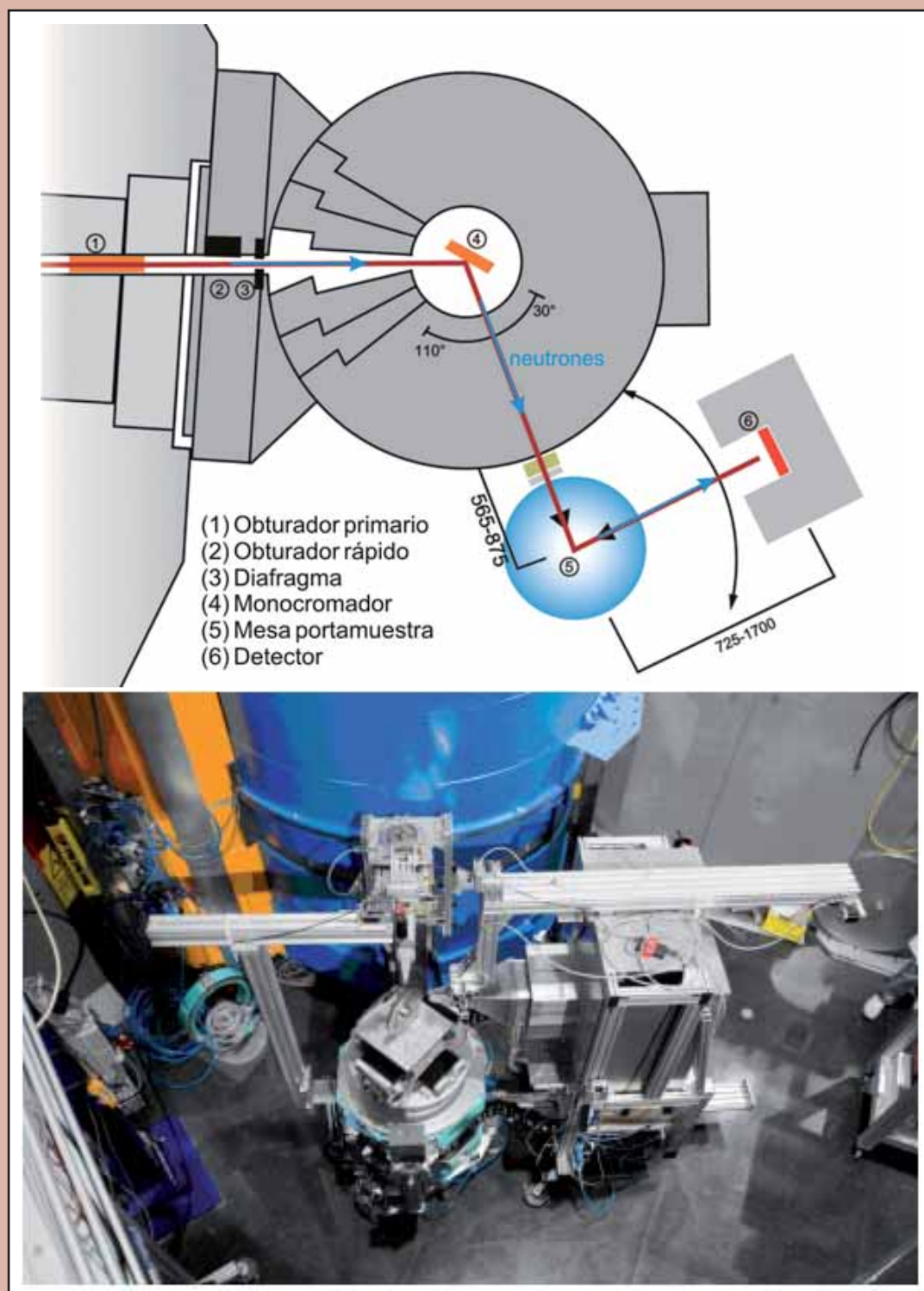


Figura 4. Esquema (arriba) y foto (abajo) del difractómetro Stress-Spec del reactor FRM-II de la Universidad Técnica de Múnich [2], tomado como referencia del equipo propuesto para el RA-10. El haz de neutrones térmicos que emerge del reactor es reflejado por un monocromador, y sólo neutrones de una longitud seleccionada inciden sobre la muestra.

Un detector de neutrones sensible a posición es colocado a aproximadamente 90° del haz incidente, para observar el pico de difracción de la reflexión (*hkl*) seleccionada, a fin de estudiar la variación de la distancia entre los planos cristalinos que pertenecen a esta familia. Un conjunto de aperturas y colimadores movidos en forma remota permite cambiar en forma precisa las dimensiones del haz de neutrones, a fin de definir un volumen de medición que se ajuste a la geometría del objeto bajo estudio.

Asimismo, el detector se encuentra dentro de un blindaje y posee en su ventana aperturas controlables, para reducir al mínimo la señal proveniente de neutrones que no fueron difractados en el volumen de medición.

Stress-Spec posee tres tipos de monocromadores (silicio curvado elásticamente, germanio y grafito pirolítico), que proveen un amplio abanico de longitudes de onda y divergencias para el haz incidente, que se seleccionan de acuerdo al material y el tipo de estudio que se desee realizar.

Típicamente, el monocromador de silicio se utiliza para los estudios de tensiones internas y el de germanio principalmente para los estudios de textura cristalográfica. El ángulo donde se ubica el detector y las distancias monocromador-muestra y muestra-detector pueden ser modificadas y así optimizar el flujo y la resolución para cada material investigado. En el año 2014 iniciamos contactos con el responsable de Stress-Spec (Dr. M. Hoffman) y hemos visitado el instrumento, para iniciar una colaboración para adaptar el diseño a las necesidades específicas del reactor RA-10.

5. Prototipo

El diseño, construcción e instalación de los difractómetros de neutrones operando en reactores nucleares son típicamente llevados a cabo por grupos pertenecientes o asociados a la institución responsable de la operación del reactor.

Existe a nivel internacional un pequeño número de empresas de ingeniería que puede proveer instrumentos "llave-en-mano", pero estos casos representan una fracción muy baja del total de difractómetros instalados, y se da en países que no poseen un sistema científico-tecnológico capaz de desarrollarlos. La práctica usual es que el diseño conceptual y básico del instrumento responda a las demandas específicas de la institución o de los grupos de investigación asociados; y que la adquisición, fabricación, e integración de los distintos componentes involucrados en el diseño sean provistos o contratados a terceras partes.

En el Centro Atómico Bariloche existe una larga experiencia en el desarrollo de instrumentos en haces pulsados de neutrones producidos mediante un LINAC [14] y, más recientemente, también en haces estacionarios producidos por el reactor RA-6 [15]. Así, como primer paso hacia la provisión del instrumento propuesto para el futuro reactor RA-10, se decidió desarrollar un prototipo de características similares pero con menores prestaciones que será instalado en el reactor RA-6 [16].

El prototipo será un difractómetro de neutrones completamente operativo, optimizado para la medición de textura cristalográfica, tensiones internas y densidad de dislocaciones. Sus limitaciones provienen del menor flujo de neutrones incidente sobre el monocromador, que para el reactor RA-6 es aproximadamente tres órdenes de magnitud más bajo que el previsto para el RA-10. Por este motivo los estudios insumirán tiempos de medición relativamente largos (días), y no se prevé estudiar componentes de grandes dimensiones, sino muestras pequeñas $\sim (1 \times 1 \times 5) \text{ cm}^3$, u objetos de dimensiones típicas en el orden de los $(10 \times 5 \times 1) \text{ cm}^3$.

Debido al bajo flujo, la resolución espacial esperada también será considerablemente más gruesa. Un corte del modelo 3D del prototipo diseñado se muestra en la Figura 5.

Los componentes principales del instrumento ya han sido adquiridos (monocromador de silicio elásticamente curvado, detector de neutrones sensible a posición, goniómetro portamuestras, mesa posicionadora, etc.).

Actualmente, se están preparando las licitaciones para la adquisición y fabricación del blindaje del monocromador. Dicho blindaje debe garantizar una tasa de dosis promedio alrededor de la instalación inferior a $10 \mu\text{Sv/h}$ total, y en ningún punto accesible sin barrera física una dosis mayor a los $200 \mu\text{Sv/h}$.

Además de la provisión de un difractómetro de las características mencionadas para el Centro Atómico Bariloche, el diseño, implementación y operación del prototipo permitirá:

(i) Ganar experiencia directa en el diseño e implementación de instrumentos con haces monocromáticos en reactores de investigación. Cabe destacar que la mayor parte de futuros instrumentos del reactor RA-10 serán de este tipo.

(ii) Ganar experiencia operativa en las técnicas de determinación de tensiones internas, textura cristalográfica y densidad de dislocaciones por medio de difracción de neutrones, previa a su implementación en el reactor RA-10.

(iii) Formar recursos humanos para la plena explotación de las técnicas descriptas, contribuyendo a la oferta académica del Instituto Balseiro.

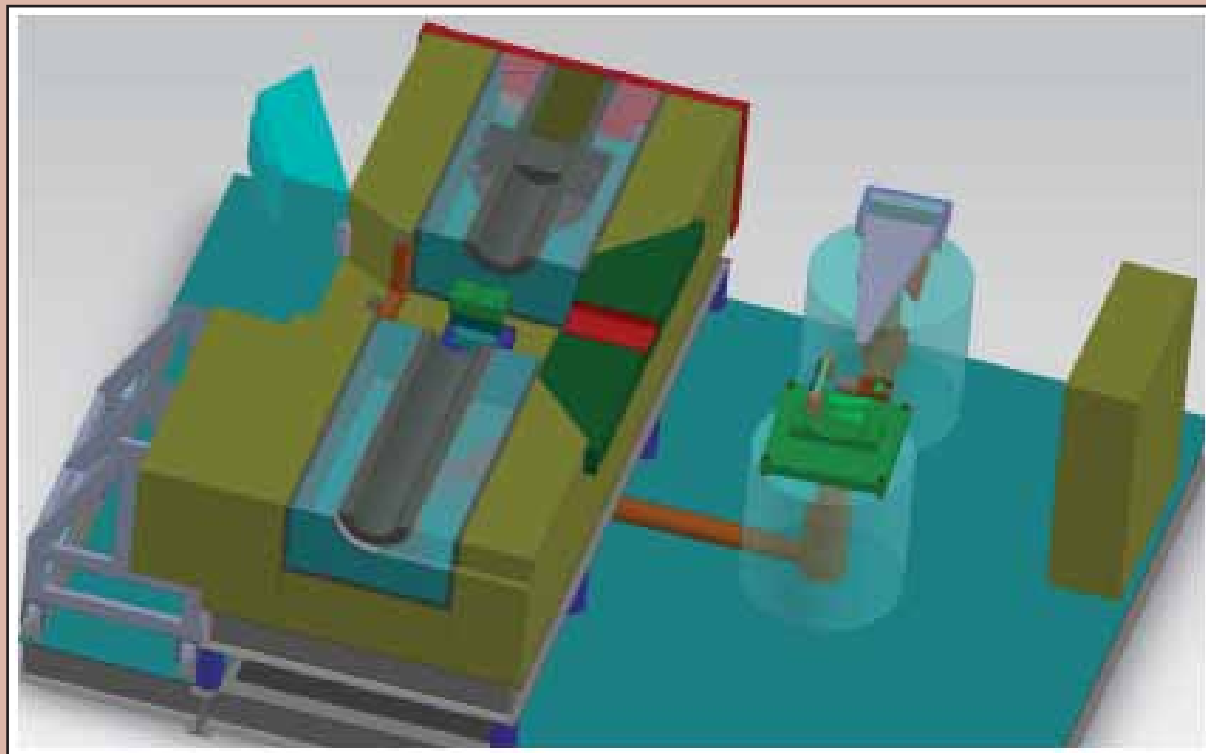


Figura 5. Vista en corte del modelo 3D del prototipo del difractómetro propuesto, a ser instalado en el reactor RA-6 del Centro Atómico Bariloche

6. Conclusiones

Debido a su gran poder de penetración, los haces de neutrones permiten estudiar el interior de un objeto sin necesidad de seccionarlo. En particular, la difracción de neutrones es la única técnica capaz de cuantificar en forma no-destructiva las tensiones residuales en el interior de componentes metal-mecánicos. Estas tensiones afectan la vida útil del componente y se generan durante su manufactura u operación, debido a los procesos termo-mecánicos a los que se ve expuesto. Por esto, proponemos instalar en el futuro reactor RA-10 un “Escáner Neutrónico de Deformación”, es decir, un difractómetro de neutrones en el que sea posible estudiar objetos de gran tamaño. Este equipo ofrecería a la industria metal-mecánica local una herramienta única, que ayudaría a estimar y optimizar los procesos de manufactura. Además de las tensiones internas, el equipo propuesto permitiría cuantificar otras características microestructurales, tales como la densidad de dislocaciones, la textura cristalográfica y las fases cristalinas que lo componen.

Contribuyendo a esta propuesta, estamos desarrollando un prototipo a menor escala que será instalado en el reactor RA-6 del Centro Atómico Bariloche.

Agradecimientos

Los autores agradecen a Rolando Granada, Herman Blaumann, Javier Dawidowski y Fabricio Brollo por su apoyo y motivación. Este trabajo fue financiado por la CNEA, el CONICET, la Universidad Nacional de Cuyo y el Organismo Nacional de Energía Atómica.

7. Referencias

- [1] F. Sánchez, A. Cintas, and H. Blaumann, “RA-10: Argentinean Multipurpose Reactor,” *Neutron News*, vol. 25, no. 4, pp. 6–8, Oct. 2014.
- [2] P. J. Bouchard, D. George, J. R. Santisteban, G. Bruno, M. Dutta, L. Edwards, E. Kingston, and D. J. Smith, “Measurement of the residual stresses in a stainless steel pipe girth weld containing long and

- short repairs," *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, vol. 82, no. 4, pp. 299–310, Apr. 2005.
- [3] AECL, *Qualification Requirements-Pressure Tube Manufacturer Qualification* (2006).
- [4] AD Banchik, "Tecnología de Fabricación de Componentes Estructurales del Núcleo Base Circonio para Reactores Nucleares de Potencia", Informe Técnico CNEA DD-ATN40MF-001 (2009).
- [5] J. R. Santisteban, M. A. V. Álvarez, F. Malamud, P. Vizcaíno, and W. Kockelmann, "Characterization of Zr-based nuclear components by TOF neutron diffraction," *Neutron News*, vol. 25, no. 4, pp. 44–47, Oct. 2014.
- [6] U. F. Kocks, *Texture and Anisotropy: Preferred Orientations in Polycrystals and Their Effect on Materials Properties*. Cambridge University Press, 2000.
- [7] S. Siano, L. Bartoli, J. R. Santisteban, W. Kockelmann, M. R. Daymond, M. Miccio, and G. De Marinis, "Non-destructive investigation of bronze artefacts from the Marches National Museum of archaeology using neutron diffraction*," *Archaeometry*, vol. 48, no. 1, pp. 77–96, 2006.
- [8] R. van Langh, L. Bartoli, J. Santisteban, and D. Visser, "Casting technology of Renaissance bronze statuettes: the use of TOF-neutron diffraction for studying afterwork of Renaissance casting techniques," *J. Anal. At. Spectrom.*, vol. 26, no. 5, pp. 892–898, May 2011.
- [9] M. E. Fitzpatrick and A. Lodini, *Analysis of Residual Stress by Diffraction using Neutron and Synchrotron Radiation*. CRC Press, 2003.
- [10] M. T. Hutchings, P. J. Withers, T. M. Holden, and T. Lorentzen, *Introduction to the Characterization of Residual Stress by Neutron Diffraction*. CRC Press, 2005.
- [11] W. Reimers, A. R. Pyzalla, A. Schreyer, and H. Clemens, *Neutrons and Synchrotron Radiation in Engineering Materials Science: From Fundamentals to Material and Component Characterization*. Wiley, 2008.
- [12] *Development and Applications of Residual Stress Measurements Using Neutron Beams*, IAEA technical Report Series 477, Vienna, 2014.
- [13] M. Hofmann, R. Schneider, G. A. Seidl, J. Rebelo-Kornmeier, R. C. Wimpory, U. Garbe, and H.-G. Brokmeier, "The new materials science diffractometer STRESS-SPEC at FRM-II," *Physica B: Condensed Matter*, vol. 385–386, Part 2, pp. 1035–1037, Nov. 2006.
- [14] M. J. Abbate, Remez, L. A., Lolich, J. V., and Volkis, J. E., "Facilidad para la Medición de Espectros de Neutrones por el Método de Tiempo de Vuelo," Informe Técnico CNEA 369, 1974.
- [15] J. Marín, F. Sanchez, H. Blaumann, "Rediseño construcción y caracterización de la nueva instalación de neutrografía del RA-6," *Revista CNEA Nro 49/50* (2013) pp 5-10.
- [16] F. A. Sanchez and J. R. Santisteban, "Diseño conceptual de la instalación experimental para difracción de neutrones del RA-6," Informe Técnico CNEA IT-4301-012-14, 2014.

Trabajo presentado en la XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 1 al 5 de diciembre de 2014



1980 -2014

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



Diseño y puesta en marcha de una planta experimental de extracción por solventes

CHOCRON M., DÍAZ V.A., ARIAS M.J - Gerencia Química - AVATO A.M., Gerencia de Producción de Materias Primas - Comisión Nacional de Energía Atómica

Con el objetivo de estudiar el proceso de extracción por solventes de uranio, presente en lixiviados ácidos, como parte del desarrollo del proceso de producción de *yellow cake* de grado nuclear a partir de minerales de uranio conteniendo molibdeno, los autores estudiaron inicialmente las propiedades fisicoquímicas del proceso de extracción por solventes con aminas terciarias con el fin de maximizar la extracción de uranio, así como también evaluar parámetros propios del proceso como ser: relación de fases, continuidad de las fases, número de etapas, formación de emulsiones estables, entre otras. Estos parámetros fueron estudiados utilizando la metodología de Contactos Simples Consecutivos en *Batch* (CSCB) que simula, en forma discontinua a escala laboratorio, un proceso continuo multietapas.

En el presente trabajo, se presenta el diseño de una planta experimental (*mini-plant*) multietapas contracorriente con el fin de evaluar el proceso de extracción por solventes de uranio presente en lixiviados ácidos, en forma continua y estimar en forma aproximada factores que puedan influir en el proceso ante un cambio de escala. Con una capacidad máxima de 2,5 L/h para procesar lixiviados del mineral, el diseño consta de cuatro etapas de mezcladores-decantadores dispuestos en serie con un reciclaje intra-etapa de fase orgánica con regulación de caudal. La fase orgánica se mueve por gravedad a través de las etapas y la fase acuosa es impulsada, en contracorriente, por bombas peristálticas que no solo regulan el caudal sino que también controlan el nivel de las fases en los decantadores. Este diseño fue pensado de forma totalmente versátil para poder ser utilizado tanto para la etapa de extracción como para la de re extracción.

Finalmente, se presentan los ensayos realizados en la planta experimental, en principio ensayos preliminares, fluidodinámicos y de extracción que consolidaron el diseño, seguidos por el estudio del transitorio de puesta en marcha, hasta llegar a ensayos de extracción de hasta 6hs de duración con lixiviados del mineral, donde los resultados obtenidos fueron semejantes a los previstos utilizando la metodología CSCB.

Design and start-up of an experimental plant for solvent extraction

Having the object to study the uranium solvent extraction process, present in uranium pregnant leach solution, as a part of the process development to obtain nuclear grade yellow cake from uranium ores bearing molybdenum, the authors initially looked after equilibrium data and process parameters in order to maximize uranium recovery for the tertiary amine solvent extraction process. Among studied process variables, phase ratios, phase continuity, formation of stable emulsions and number of stages as well as other aspects were considered and varied. The methodology of Consecutive Simple Batch Contact (CSBC) was applied simulating a multi-stage continuous process at the laboratory scale for the study of these parameters.

Current paper presents the design and start-up of an experimental laboratory scale counter-current stages plant (mini-lab) built to evaluate the continuous uranium solvent extraction process and to allow estimation and control of the parameters for future scale-up. With an upper flow rate of 2.5 L/h, the design consists of 4 in-series mixer-settler contacting stages, including an intra-stage organic phase recirculation stream with adjustable flow rate. The organic phase move by gravity through the contacting stages and the aqueous phase is pumped by peristaltic pumps which allow not only controlling the flow rate but also the phase level in the settlers. The design was conceived in a way such that versatile application for both, the extraction and stripping processes can be carried out.

At last, experimental plant test are shown, initially preliminary tests, fluid dynamic and extraction tests, were carried out in order to consolidate the design, followed by the start-up transient study, until reaching six hours extraction tests with uranium and molybdenum pregnant leach solution, where they obtained results were similar to than expected with the CSBC methodology.

1. Introducción

Como resultado de la reactivación de la actividad nuclear en la Argentina desde el año 2006, sumado al aumento del precio internacional del uranio, elemento utilizado principalmente para abastecer a las centrales nucleares de potencia argentinas, la Comisión Nacional de Energía Atómica retomó sus estudios en hidrometalurgia del uranio sobre minerales argentinos con el fin de obtener concentrados de uranio (*yellow cake*) bajo especificación a nivel local. En un trabajo previo presentado en la AATN 2010 [1] se postuló la necesidad de utilizar el proceso de extracción por solventes con aminas terciarias para la purificación y concentración de uranio presente en lixiviados que contienen molibdeno, así como también se estudiaron los principales parámetros fisicoquímicos del proceso. Continuando con esta línea de desarrollo, en el trabajo presentado en el ISEC2011 [2], utilizando la metodología de Contactos Simples Consecutivos en Batch (CSCB) se buscó simular experimentalmente un proceso continuo multietapas contracorriente escala laboratorio donde se estudiaron las características del proceso: número de etapas, relaciones de fases, continuidad de las fases, formación de emulsiones estables.

En base a toda esta información, obtenida experimentalmente a escala laboratorio, en procesos tipo *batch* o discontinuos, se definieron las bases de diseño para una planta experimental de extracción por solventes (PEES) de funcionamiento continuo, a pequeña escala. Un aspecto importante a considerar en estos ensayos en forma continua, es el análisis químico de ambas fases que abandonan el proceso para evaluar la eficiencia de extracción y la distribución de los metales en cada fase.

2. Diseño de la Planta Experimental de Extracción por Solventes

El objetivo principal de la Planta Experimental de Extracción por Solventes (PEES) es evaluar la viabilidad técnica del proceso de extracción de uranio y molibdeno con aminas terciarias en forma continua multietapas en contracorriente, a partir de lixiviados ácidos de minerales de uranio que contienen molibdeno.

Cabe destacar que el diseño solo incluye la primera etapa, de extracción, con el objetivo de cargar al solvente con uranio y molibdeno. Las etapas de lavado y re extracción no fueron tenidas en cuenta para el diseño, pero se buscó un diseño versátil que con simples cambios de configuración, la PEES pueda ser utilizada para dichas etapas posteriores.

2.1. Bases de diseño

El producto final que se obtiene en el proceso de extracción es una fase orgánica cargada en uranio y molibdeno, llevándose más 99% del uranio y más del 90% del molibdeno que ingresan al sistema. Por otro lado se obtiene como residuo una fase acuosa (refinado) conteniendo el restante de uranio y molibdeno que no se extrae y todas las demás impurezas que puedan estar presentes en el lixiviado.

Para lograr este cometido, la planta requiere 4 etapas en contracorriente, trabajando con una relación de fases global del sistema de tres ($R = A/O = 3$). Los tiempos mínimos requeridos en cada etapa deben ser de 1,5 min (90 seg) para el contacto de las fases y de 2 min (120 seg) para el tiempo de separación de fases. El mezclado de las fases se logra en el contactor, el cual debe operar manteniendo la fase orgánica continua (*water-in-oil emulsion*) con el fin de evitar la formación de emulsiones estables. Las condiciones de temperatura y presión son las mismas utilizadas en los ensayos a escala laboratorio: temperatura y presión ambiente. La capacidad máxima de procesamiento de lixiviado de la planta experimental está definida en 2,5 L/h (≈ 40 ml/min) lo que implica un caudal máximo de 0,8 L/h (≈ 14 ml/min) del solvente para mantener una relación de fases de tres ($R = A/O = 3$).

La fase acuosa de alimentación es un lixiviado ácido de uranio a $pH=1$ (1000-1800 mg/L) con contenido de molibdeno ($Mo/U=0,6$ max). La fase orgánica está compuesta por 0,1M Alamine® 366 como extractante y 5% v/v de isodecanol como modificador disueltos en una matriz orgánica de kerosene. Esta solución orgánica, comúnmente llamada solvente, debe previamente ser pre-acondicionada con ácido sulfúrico para poder así cumplir con su función de intercambio iónico [3].

La solución orgánica cargada abandona el proceso con una concentración de uranio entre 3.000-4.500 mg/L y una relación $Mo/U < 0,6$. El refinado abandona el proceso con una concentración de uranio de aproximadamente 10 mg/L y con una relación $Mo/U = 5,0$.

2.2. Tecnología seleccionada para la planta experimental

La planta experimental consta de 4 contactores tipo mezclador-decantador en cascada que operan en contracorriente, donde la fase orgánica se desplaza por gravedad ingresando por el contactor N°1 y abandona el proceso por el contactor N°4. La

fase acuosa por ende circula en sentido contrario impulsada por bombas peristálticas inter-etapas (Figura 1). La alimentación al sistema de ambas fases también se lleva a cabo mediante bombas peristálticas. La característica principal de este tipo de bombas es que trabajan a caudal constante, por lo que además de impulsar las soluciones permiten regular fácilmente el caudal.

Cada etapa dispondrá a su vez de un reciclo intra-etapa de fase orgánica, impulsado por bombas peristálticas. De esta forma se logra una relación de fases acuosa a orgánica en el mezclador ($R_m=A/O$) menor a la global del sistema ($R_g=A/O$), favoreciendo la continuidad de la fase orgánica durante el mezclado [4] (Figura 1).

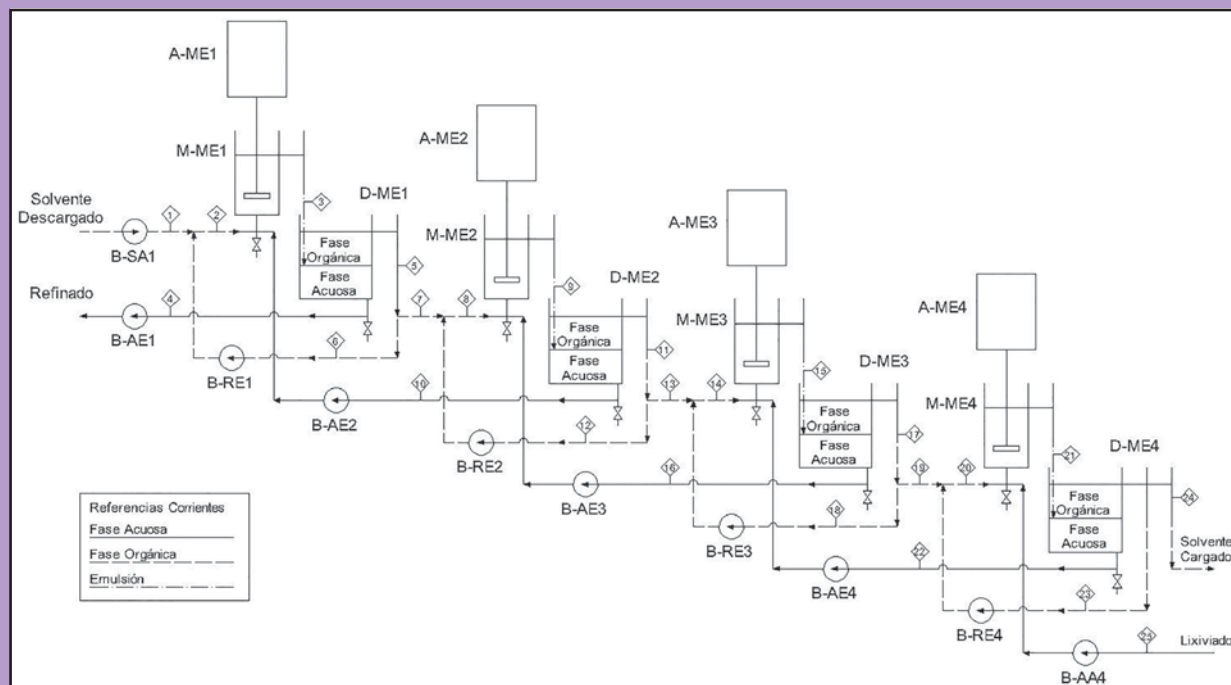


Figura 1. Diagrama de Procesos

3. Construcción de la planta experimental

La planta experimental de extracción por solventes fue construida en los laboratorios de la Gerencia Química del Centro Atómico Constituyentes de la Comisión Nacional de Energía Atómica. Los equipos que conforman la planta se dispusieron sobre un rack de acero al carbono con recubrimiento epoxi (Figura 2).

Con el objetivo de darle más versatilidad a la planta, el mezclador y el decantador de cada contactor son

dos equipos independientes. Fabricados en material de vidrio de borosilicato (Pyrex) y desplazados verticalmente, debido a que los niveles de líquido en cada uno, dentro de la etapa, no están relacionados y operan a volumen constante. El mezclado se lleva a cabo mediante agitadores mecánicos tipo varilla con impulsores de vidrio de borosilicato de 4 paletas. Las mangueras que conectan todos los equipos son de material de teflón (PTFE) debido a su alta resistencia química, tanto a soluciones ácidas como a solventes orgánicos.



Figura 2. Planta Experimental de extracción por solventes

La construcción fue realizada íntegramente por personal de la CNEA. Se compraron los materiales y los equipos mecánicos (bombas y agitadores).

4. Ensayos de puesta en marcha de la planta experimental

En una primera etapa se realizaron ensayos fluido-dinámicos donde se verificó el diseño y la performance de los equipos, así como también el control del caudal y los niveles de líquido en los decantadores. Estos ensayos se realizaron con 1, 2 y 4 etapas utilizando kerosene y agua destilada.

Luego, en una segunda etapa se realizaron ensayos de extracción con soluciones acuosa sintéticas de uranio y de uranio-molibdeno con 1 y 4 etapas donde se pudo verificar la extracción de ambos elementos sin la presencia de impurezas (ver ensayos 1, 3 y 4 de la Tabla 1), así como también estudiar el transitorio de puesta en marcha.

Finalmente, se realizó un ensayo de extracción con lixiviados del mineral de uranio con contenido de molibdeno en ensayos de 6hs (360 min) de duración con una relación global de fase acuosa a orgánica de tres (ver ensayo 4 de la Tabla 1).

En sayo No.	No. de eta pas	Rg A/O	Rm A/ O	Tiem po min	Solución acuosa				Solución orgánica cargada			Refinado			Extracción	
					Tipo	U	Mo	Mo/ U	U	Mo	Mo/ U	U	Mo	Mo/ U	U	Mo
						mg/L	mg/ L		mg/ L	mg/ L		mg/ L	mg/ L		%	%
1	1	3,0	0,8	45	Sin ⁽¹⁾	1.240	590	0,48	3.69 0	1.62 0	0,44	11,0 0	46,0 0	4,18	99,1	92,1
2	4	2,0	0,7	180	Sin ⁽¹⁾	1.350	-	-	2.70 0	-	-	0,40	-	-	99,9	-
3	4	3,2	0,7	300	Sin ⁽¹⁾	1.360	780	0,57	4.25 0	2.50 0	0,59	0,50	2,50	5,00	99,9	99,7
4	4	3,4	0,7	360	Lix ⁽²⁾	1.920	530	0,28	6.48 0	1.36 0	0,21	9,40	26,0 0	2,77	99,5	95,1

Nota: (1) Solución sintética, (2) Lixiviado

Tabla 1. Ensayos de extracción por solventes

Para todos los ensayos realizados se corroboró la continuidad de la fase orgánica (*water-in-oil emulsion*) en los mezcladores de cada etapa, por lo que se pudo verificar el correcto funcionamiento del reciclo para lograr este cometido, no observando la formación de emulsiones estables.

5. Resultados y discusiones

Para todos los ensayos realizados los porcentajes de extracción de uranio y molibdeno fueron mayores al 99% y el 95% respectivamente.

Comparando los ensayos N° 1 y 3 podemos verificar que a medida que aumenta el número de

etapas disminuye la concentración de uranio y de molibdeno en el refinado de salida (Tabla 1).

También podemos observar que la presencia de molibdeno en la solución de alimentación no disminuye la extracción de uranio, en las condiciones de proceso establecidas (ver ensayo N° 2 y 3 en Tabla 1).

Se aprecia además un aumento en la concentración de los refinados de salida en los ensayos realizados con lixiviados del mineral, lo cual es de esperar debido a la presencia de otras impurezas en el lixiviado que disminuyen la capacidad de carga del solvente [2].

Estudiando el transitorio podemos estimar

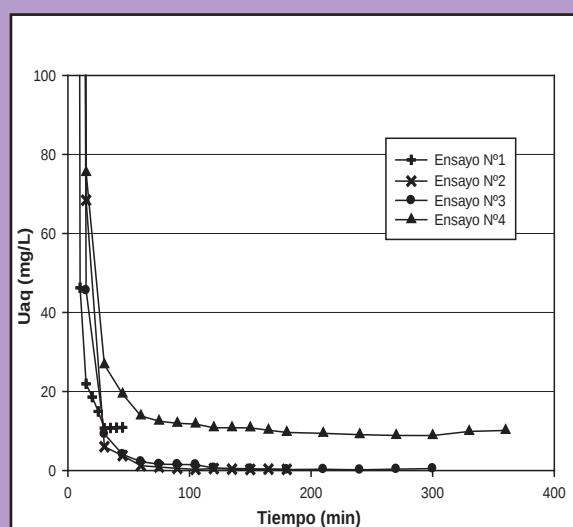


Figura 3. Velocidad de penetración de dióxido de carbono.

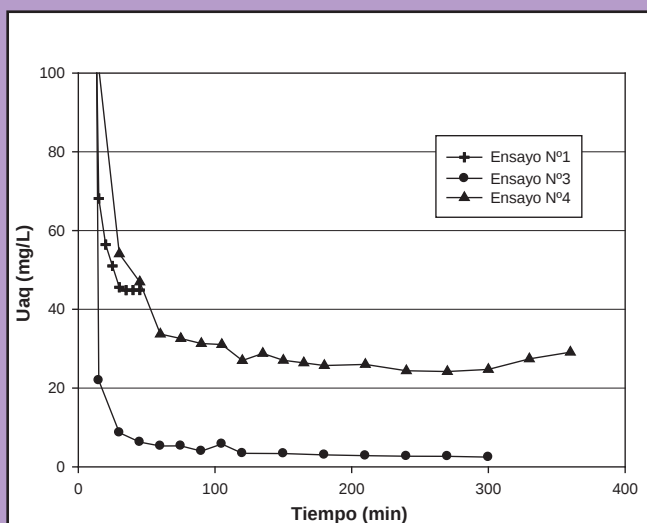


Figura 4. Concentración de molibdeno en refinado

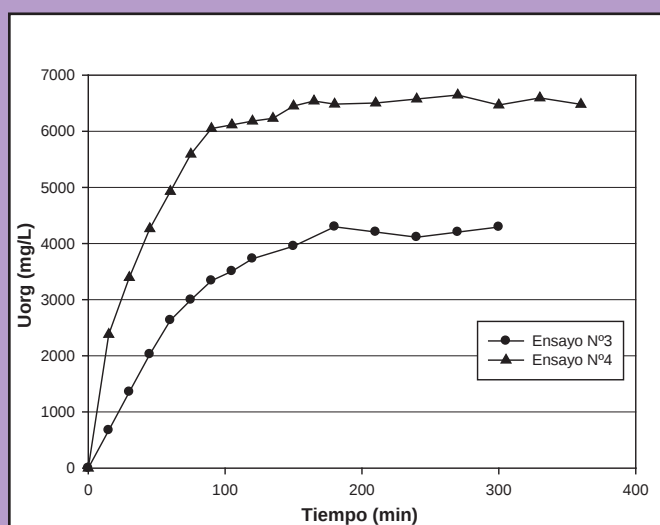


Figura 5. Concentración de uranio en solvente cargado

que la fase acuosa alcanza el estado estacionario aproximadamente a los 90 minutos de operación, mientras que la fase orgánica lo hace a los 120 minutos (Figura 3, 4, 5, 6).

6. Conclusión

El diseño propuesto para la planta experimental de extracción por solventes con aminas terciarias cumple con los requerimientos establecidos en las bases de diseño, lo cual se pudo verificar experimentalmente,

logrando mediante un proceso continuo de 4 etapas en contracorriente, una extracción del 99,5% para el uranio y del 95,1% para el molibdeno a partir de lixiviados del mineral de uranio con relación de concentraciones Mo/U < 0,6.

La planta experimental trabajó durante 6 hs en forma continua con una relación global de fases acuosa a orgánica de tres ($R=A/O=3$). Con dicha relación se obtuvo un solvente cargado con una concentración de uranio tres veces mayor a la solución acuosa de alimentación, logrando

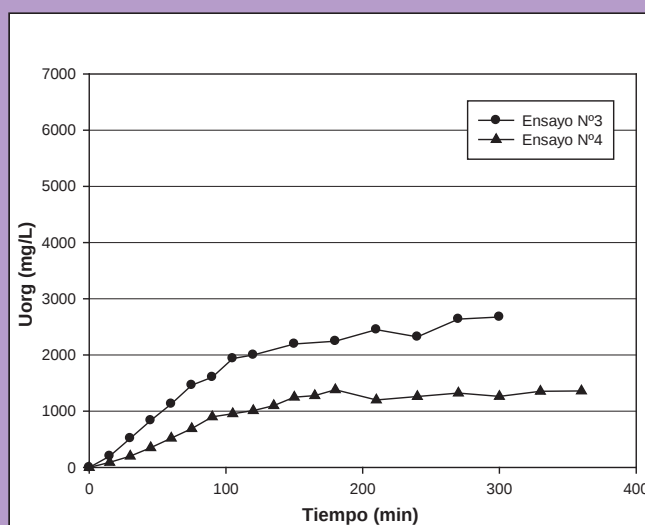


Figura 6. Concentración de molibdeno en solvente cargado

concentrar el uranio. Gracias al reciclo intra-etapa se logró mantener sin inconvenientes la fase orgánica continua durante el contacto de las fases en todas las etapas, no observando formación de emulsiones estables durante toda la operación.

Los tiempo del transitorio de puesta en marcha fueron, para las condiciones de operación establecidas, de 90 min para la fase acuosa y de 120 min para la fase orgánica, lo que representa para un ensayo de 6hs el 25% y el 30% respectivamente del total del ensayo, dichos porcentajes disminuyen a medida que aumenta el tiempo de operación.

Agradecimientos

A las técnicas Yamila Mischia y Yamila Morisio por la realización de los análisis químicos.

A los representantes de BASF-The Chemical Company y Shell Chemical Co en Argentina por la provisión de muestras.

Al laboratorio de Química Analítica de la Comisión Nacional de Energía Atómica, Centro Atómico Constituyentes por prestar las instalaciones para análisis.

7. Referencias

La Gamma, A.M., Becquart, E.T. & Chocrón, M., (2008). *Solvent Extraction and Purification of Uranium(VI) and Molybdenum(VI) by Tertiary Amines from Acid Leach Solutions*. *International Solvent Extraction Conference (ISEC 2008)*, vol. 1, pp. 263–268.

La Gamma, A.M., Becquart, E.T., Chocrón, M., Diaz, V. & Avato, A., (2011) *Experimental countercurrent solvent extraction of uranium and molybdenum from acid leach liquors*, *Proceedings of the 19th International Solvent Extraction Conference (ISEC 2011)*, pp. 36.

Ritcey, G.M. & Ashbrook, A.W., (1979) *Solvent Extraction, Principles and Applications to Process Metallurgy—Part I*. Elsevier Scientific Publishing Co, p. 32.

Ritcey, G.M. & Ashbrook, A.W., (1979) *Solvent Extraction, Principles and Applications to Process Metallurgy—Part II*. Elsevier Scientific Publishing Co, pp. 68-69.

Trabajo presentado en la XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 1 al 5 de diciembre de 2014

Reseñas bibliográficas

Ensayos en campera

Jorge Sabato

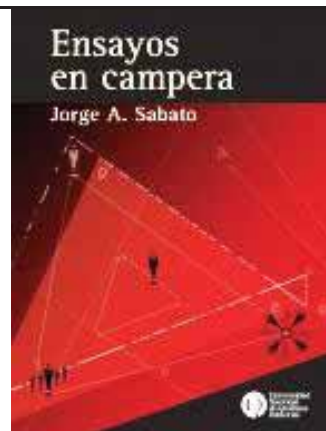
Ciencia Tecnología y sociedad

Buenos Aires, 2004

ISBN 987-558-028-7

15 x 20 cm, 215 pp.

La reedición de **Ensayos en campera**, publicado por primera vez en 1979, quiere rescatar el pensamiento innovador y sólido de Jorge Sabato, quien en su famoso triángulo – Estado, universidad, empresas – resumió al decir de Jorge Katz “una intuición muy primaria, casi rudimentaria, diríamos hoy, de la compleja trama institucional, económica y tecnológica, de interrelaciones y de coevolución entre lo micro y lo macro, que conforman la infraestructura básica desde la que toda sociedad ‘construye’ su modelo de crecimiento de largo plazo”. La producción de tecnología argentina y la participación del Estado, la universidad y los empresarios como red necesaria para acceder a la sociedad moderna son las coordenadas para una reflexión no exenta de ironía de este investigador y pensador clave en la historia de nuestro país.



Energía.ar – Resurgimiento hidroeléctrico y nuclear argentino. 1ª edición

Carlos Andrés Ortiz

Historia argentina

Misiones. 2011, Edición del autor

ISBN 978-330242-8

Rústica 24 x 17,5 cm, 256 pp.

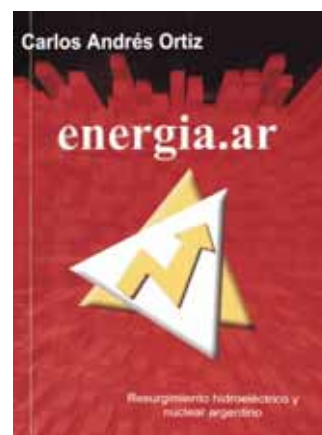
Esta obra es la sumatoria de 125 artículos referidos a 4 temas esenciales y fuertemente concatenados: Energía, Ecología, Economía y Geopolítica, generados entre 2006 y 2010. Su contenido muestra los rápidos cambios operados en la Argentina en ese periodo, a partir de la implementación de los cambios ocurridos en los paradigmas político-económicos respecto de los aplicados en el cuarto de siglo anterior. La descripción de las políticas encaradas por los sucesivos gobierno convierte a este trabajo en una herramienta de consulta por su valor de revisionismo histórico en cuanto a políticas energéticas.

El preciso desarrollo de los proyectos de Yacyretá, Corpus y Garabí en cuanto a su contribución energética al Sistema Argentino de Interconexión (SADI), como por su importancia geopolítica y estratégica, permite su fácil entendimiento y comprensión. Por otra parte –no olvidando a la patria chica– describe el inmenso potencial que posee la provincia de Misiones en materia de recursos hidroenergéticos y la importancia de las energías nuclear e hidroeléctrica en el aprovechamiento de los recursos del país, en el equilibrio de aportes a la matriz energética y en su significativo aporte a la disminución del efecto invernadero y su incidencia en calentamiento global.

Tampoco olvida considerar las energías renovables complementarias, lo que permite constatar la profundidad de sus conocimientos, la minuciosidad, severidad y pasión con que ha realizado sus investigaciones sobre cada tema, y su capacidad de apertura a un debate amplio, serio y maduro sobre los mismos.

Describe asimismo como grandes materias pendientes, las renacionalizaciones de las empresas petroleras y gasíferas y el resurgimiento de Agua y Energía Eléctrica, parcialmente sustituida por EBISA (Emprendimientos Energéticos Binacionales Sociedad Anónima).

El autor es Contador Público Nacional e investigador en temas energéticos, económicos, históricos y ambientales.



CNEA enriquece uranio en el Centro Tecnológico Pilcaniyeu

La planta de Enriquecimiento de Uranio del Centro Tecnológico Pilcaniyeu, provincia de Río Negro, comenzó su producción de uranio enriquecido en pequeña escala. Esto permitirá a la Argentina con firmar su posición entre los 11 países reconocidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica como productores de tal material nuclear.

Este desarrollo implica para el país avanzar en el autoabastecimiento de un insumo crítico y potenciar un sector tecnológico de alto valor agregado. Romper con la dependencia tecnológica es clave para fortalecer cualquier política de desarrollo autónomo: la comunidad internacional tiende a establecer una estructura de suministro restrictiva del número de países proveedores de uranio enriquecido. La Argentina ya había producido uranio a escala experimental durante la década del '80 en Pilcaniyeu, cuando la CNEA desarrolló la tecnología de enriquecimiento de uranio por el método de difusión gaseosa. Tras 12 años de abandono, desde 2007 Pilcaniyeu recibió inversiones del Gobierno Nacional por cerca de 120 millones de pesos en el desarrollo del módulo experimental (mock-up) de enriquecimiento de uranio. La cantidad de uranio a producir y su nivel de enriquecimiento serán por ahora a pequeña escala, pues todavía se estudia y busca definir los parámetros de operación necesarios a escalas mayores. La instalación y su planta de 160 técnicos y profesionales están operando en forma continua desde marzo. Se están efectuando las pruebas correspondientes en sus distintos sectores, cumpliendo con todos los requerimientos ambientales y de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Desde el punto de vista de la no proliferación nuclear, esta es una tecnología crítica que está sometida a un estricto control internacional. Por eso, inspectores de la la Agencia Brasileña Argentina de Contabilidad y Control de Material Nuclear (ABACC), y del Organismo Internacional de Energía Atómica viajarán a Pilcaniyeu regularmente para constatar el inventario del uranio natural existente en la instalación.

Contar con tecnología de enriquecimiento permitirá asegurar la provisión de elementos combustibles con uranio levemente enriquecido para los reactores de potencia existentes y a construirlos, entre ellos el reactor argentino CAREM, y para los reactores experimentales, con lo que se garantizará la producción de radioisótopos y los procesos industriales de irradiación. Todas esas actividades podrían verse afectadas si surgieran "restricciones" para la importación de uranio enriquecido desde terceros países. De hecho existen antecedentes de imprevistas interrupciones en el suministro de este material por parte de tradicionales proveedores de la Argentina.

CNEA en la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse

En el marco del Plan Nuclear Argentino, la CNEA finalizó la laminación de los tubos de presión necesarios para extender de la vida útil de la Central Nuclear Embalse. Es la primera vez que este proceso se realiza fuera de Canadá, país proveedor de la tecnología CANDU, por lo que nuestro país sustituye importaciones y se instala así como un proveedor alternativo de este producto a nivel nacional e internacional.

Los estudios de envejecimiento de componentes y de factibilidad para la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, que comenzaron en 2007, determinaron la necesidad de reemplazar muchos de sus componentes. Entre ellos, los tubos de presión, pieza fundamental de los reactores de tecnología CANDU. En ese sentido, la CNEA finalizó este 17 de diciembre la laminación de los más de 400 tubos de presión que reemplazarán a los que actualmente están instalados en el núcleo de la central. Además, durante todo el proceso de laminación se logró que todos los tubos sortearan las estrictas pruebas a las que fueron sometidos.

La Planta Piloto de Fabricación de Aleaciones Especiales (PPFAE) de la CNEA fue certificada como proveedor de materiales de calidad nuclear, para proveer componentes nucleares a las empresas de capital mixto (privado y estatal) CONUAR S.A. y FAE S.A. Asimismo, las plantas de estas empresas están acreditadas según el código de la Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos (ASME, por su sigla en inglés) para el diseño, construcción, inspección y pruebas para recipientes de presión. Esto garantiza que los todos los componentes fabricados y procesados en la Argentina cumplen con los requisitos más exigentes de calidad nuclear, lo que en el caso de los tubos de presión la convierten en uno de los pocos proveedores alternativos para centrales tipo CANDU que existen en la actualidad en el mundo.

Nuevo Instituto de Astropartículas

En el marco de los actos por el 64° Aniversario de la ciudad de Malargüe, provincia de Mendoza, la CNEA y el Gobierno de esa provincia impulsaron la creación del Instituto Internacional de Astropartículas, que funcionará en las instalaciones del Observatorio Pierre Auger.

La carta de intención firmada en la ocasión, que da el puntapié inicial para la creación de dicho Instituto, fue firmada por el gobernador mendocino, Francisco Pérez, y el Director del Observatorio Pierre Auger, Dr. Alberto Etchegoyen, en representación de la CNEA. La Presidenta de la CNEA, Lic. Norma Boero, subrayó que la creación de un centro regional latinoamericano de estas características “constituye un hecho auspicioso porque implicará grandes colaboraciones y aportes financieros a largo plazo, los cuales no se podrían hacer sin el apoyo regional”, y resaltó que esto “fortalecerá las relaciones de hermandad en Latino América”, permitiendo asumir un rol de vanguardia en el futuro.

Este instituto será único en el hemisferio sur y permitirá articular los estudios de astrofísica con organismos de todo el mundo, pero principalmente el desarrollo regional y de los países latinoamericanos en los estudios del cosmos.

La astrofísica de partículas es una actividad de carácter interdisciplinario que involucra contenidos y desarrollo de astrofísica, cosmología y física de partículas. En la Argentina, desde hace casi 20 años, funciona uno de los principales proyectos del mundo en esta materia: el Observatorio Pierre Auger. Ubicado en la provincia de Mendoza (en los departamentos de Malargüe y San Rafael) se gestó gracias a la apoyo de la CNEA. Este proyecto internacional involucra a cerca de medio millar de investigadores, ingenieros, técnicos y estudiantes de todo el mundo, que trabajan en pos de la detección y análisis de rayos cósmicos de ultra elevada energía. Por ello, a fin de garantizar la continuidad de más de una década de investigaciones, la CNEA proyectó la creación del Instituto Internacional de Astropartículas en el prestigioso Observatorio del sur mendocino. Se trata de un proyecto que hace hincapié en el desarrollo regional de la ciencia a través del vínculo permanente con institutos semejantes a nivel global, con el fin de cumplir una serie de objetivos principales, como son el asesoramiento para la promoción de políticas científicas a largo plazo; establecer relaciones y convenios con otras instituciones para un mejor desarrollo de las actividades en la Argentina y los países miembros; y promover la investigación científica y tecnológica de los fenómenos relacionados con astropartículas. En cuanto a su administración, el Instituto estará vinculado a la Fundación Ahukema, Investigación y Desarrollo Tecnológico. La provincia de Mendoza y la CNEA serán los entes encargados de llevar adelante la concreción y funcionamiento del Instituto.

Nuevo aporte de la CNEA a la salud pública

La Sra. Presidenta Cristina Fernández de Kirchner inauguró vía teleconferencia el nuevo equipamiento provisto por la CNEA para el Servicio de Medicina Nuclear del Instituto de Oncología Ángel H Roffo.

En ese acto en que se presentó el Servicio de Detección Temprana de Tumores de Mama y el tomógrafo SPECT/CT del Servicio de Medicina Nuclear y un nuevo acelerador lineal para el citado Instituto, estuvieron presentes la Presidenta y el Vicepresidente de la CNEA, Lic. Norma Boero e Ing. Mauricio Bisauta. El equipo específico para estudios en mamas permite detecciones muy tempranas de tumores de menos de un milímetro y es la forma de detección más precoz que existe hoy en el mundo. Este tomógrafo es el primero en su tipo en Latinoamérica y se ha instalado en un hospital público. Su costo es del orden de los 6 millones de pesos y el valor de la obra para la adecuación de las instalaciones ascendió a los 2 millones de pesos. En el desarrollo de la misma se contemplaron todas las necesidades edilicias de este tipo de servicio y las exigencias de los órganos de control (Autoridad Regulatoria Nuclear, Administración Nacional de Medicamentos y Alimentos y Ministerio de Salud de la Nación) para la habilitación del servicio. El equipo permite adquirir imágenes muy detalladas y definidas de tejido anormal de reducido tamaño, del orden de los pocos milímetros. La gran ventaja comparativa de esta modalidad de diagnóstico está dada por la posibilidad de detectar lesiones en mama menores a 1mm, lesiones que no son detectadas con los tomógrafo PET/CT de cuerpo entero que se usan actualmente. Además, es posible obtener imágenes volumétricas en regiones cercanas a la pared torácica y lesiones situadas en el cuadrante externo superior, ambas zonas de difícil acceso con las mamografías tradicionales. Esta tecnología se basa en concreto en la utilización de tomografía por emisión de positrones que permite medir con gran precisión y de forma no invasiva la actividad metabólica del tumor. Gracias a la misma se reduce a niveles muy bajos la tasa de falsos positivos - un 1 a 3% - mientras que los equipos más avanzados utilizados actualmente, basados en la aplicación de resonancia magnética, tienen desde un 10 hasta un 25% por ciento de falsos positivos.

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 – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1300 - Fax: (54 – 11) 6326-1490 - 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 (B1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - Teléfono: (54 – 11) 4704 - 1035/1236 - Fax: (54 – 11) 4704 - 1043 - 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, Neuquén Casilla de Correo 636 (8300) Neuquén Arroyito - Pcia. del Neuquén - Teléfono: (54 – 299) 440706/440411/440572 - Fax: (54 – 299) 440534 – E-mail: piap@ensi.com.ar - www.ensi.com.ar

FÁBRICA 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 – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1493 - Fax: (54 – 11) 6326-1496 - 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 y al desarrollo y fabricación de satélites y radares. Su dirección es Avda. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 - (R8403CPV) San Carlos de Bariloche – Pcia. de Río Negro – Teléfono: (54 – 2944) 4409 300 - Fax: (54 –2944) 4409 336 - www.invap.com.ar

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A (NA-SA)

La NA-SA fue creada por Decreto N° 1.540/94. Es una sociedad Anónima cuyo capital accionario corresponde el 79% a la Secretaría de Energía de la Nación, el 20% a la CNEA y el 1% al Ente Binacional de Emprendimientos Energéticos S.A. Tiene a su cargo la operación y comercialización de la energía eléctrica generada por las Centrales Nucleares Atucha I- Unidades I y II y Embalse, así como por las futuras unidades de generación nucleoelectrica. Su dirección es Arribeños 3619 – (C1429BKQ) Ciudad Autónoma de Buenos Aires- Teléfono: (54-11) 4701 – 7070 - Fax: +54 11 4701 8621- E-mail: ri@na-sa.com.ar - www.na-sa.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. 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 - Teléfono / fax: (54 –11) 754 – 4070 – 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 – Teléfono / fax: (54 – 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar – www.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 (M5500CJI) Mendoza – Pcia. de Mendoza - Teléfono: (54 – 261) 4201615 - Fax: (54 – 261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar www.fuesmen.edu.ar



Comisión Nacional
de Energía Atómica