

**CALIFICACION DEL PROGRAMA WIMS DE
CALCULO NEUTRONICO PARA DISEÑO,
SEGUIMIENTO DE OPERACION Y ANALISIS DE
ACCIDENTES DE REACTORES NUCLEARES**

ANA MARIA LERNER

TESIS

UNIVERSIDAD NACIONAL DE LA PLATA

REPUBLICA ARGENTINA

- 1996 -

**“CALIFICACIÓN DEL PROGRAMA WIMS DE CÁLCULO NEUTRÓNICO
PARA DISEÑO, SEGUIMIENTO DE OPERACIÓN Y ANÁLISIS DE
ACCIDENTES DE REACTORES NUCLEARES”**

Autor: Ana María Lerner

**Tesis presentada para optar al título de Doctor en Ciencias Físicas de la
Facultad de Ciencias Exactas de la Universidad Nacional de La Plata.**

1996

Director de Tesis: Dr. Carlos García Canal

Co- director de Tesis: Dr. Roberto Corcuera

A la memoria de mi padre

A mi madre

A Mario

A Andrés y Alejandro

ÍNDICE

1	INTRODUCCIÓN Y CONCEPTOS GENERALES.....	1
1.1	Reflexiones preliminares.	
1.2	Objetivos del trabajo.	
1.3	Conceptos básicos en la teoría de reactores.	
1.3.1	Mecanismos de interacción neutrón - núcleo.	
1.3.2	La fisión nuclear y la reacción en cadena.	
1.4	Los reactores nucleares.	
1.4.1	Generalidades.	
1.4.2	Tipos de reactores.	
1.4.3	Reactores tipo HWR.	
1.5	Propósito del cálculo de los reactores nucleares.	
1.6	La ecuación de Boltzmann aplicada a neutrones.	
1.7	El código de celda WIMS.	
1.7.1	Generalidades.	
1.7.2	Breve descripción de los modelos y métodos utilizados en WIMS.	
1.8	1.8.1.1 La biblioteca de secciones eficaces.	
	1.8.1.2 El cálculo de transporte.	
	1.8.2 Límites de aplicabilidad del código.	
1.9	Referencias.	
2	DISEÑO.....	28
2.1	Especificación de los principales parámetros de	
2.2	diseño.	
2.3	Experiencias con combustible fresco en facilidades	
2.4	de potencia cero.	
2.4.1	Experiencias en la facilidad crítica ZED-2.	
2.4.2	Experiencias con celdas de uranio levemente	
2.4.3	enriquecido y agua pesada en la facilidad crítica	
2.4.4	DCA.	
2.5	Experiencias con combustible fresco en reactores	
2.6	de potencia.	
2.6.1	Experiencias en la Central Nuclear Atucha 1.	
2.6.1.1	Breve descripción del reactor.	
2.6.2	Experiencias en la Central Nuclear Embalse.	
2.6.2.1	Breve descripción del reactor.	
2.7	Referencias.	

3	SEGUIMIENTO DE OPERACIÓN.....	55
3.1	Principales estados del reactor: núcleos frío y	
3.2	caliente, núcleo en equilibrio.	
3.2.1	Caso de la Central Nuclear Atucha 1.	
3.2.1.1	Núcleos frío y caliente.	
3.2.1.2	Núcleo en equilibrio.	
3.2.2	Caso de la Central Nuclear Embalse.	
3.3	Experiencias con combustible irradiado en facilidades	
	de potencia cero.	
3.3.1	Comparaciones con mediciones de buckling	
	en combustibles de diferente composición	
	isotópica.	
3.3.2	Comparaciones con mediciones de coeficientes	
	de temperatura.	
3.4	Experiencias con combustible irradiado en reactores de	
	potencia.	
3.4.1	Producción de Plutonio en combustible irradiado.	
3.4.2	Experiencias en la facilidad NPD.	
3.4.3	Experiencias realizadas en la Central Nuclear	
	Atucha 1.	
3.4.3.1	Cálculo de las tablas de secciones	
	eficaces correspondientes.	
3.4.3.2	Secciones eficaces características	
	del canal vacío.	
3.4.3.3	Cálculos de reactor.	
3.5	Referencias.	
4	ACCIDENTES.....	88
4.1	Consideraciones generales.	
4.2	Tipo de accidente a considerar.	
4.2.1	Principales parámetros a determinar: vacío	
	de refrigerante, efectos de temperatura.	
4.3	Estimación del coeficiente de vacío en reactores de	
	potencia.	
4.4	Simulación de accidentes con pérdida de refrigerante.	
4.5	Referencias.	
5	CONCLUSIONES.....	123
6	AGRADECIMIENTOS.....	126

1. INTRODUCCIÓN Y CONCEPTOS GENERALES.

1.1 REFLEXIONES PRELIMINARES.

En nuestro país, a comienzos de la década del 80, con un plan nuclear que contemplaba un parque importante de centrales de potencia, la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) trabajaba, en materia de cálculos aplicados a los reactores nucleares, en dos líneas: por un lado, el desarrollo de programas (o códigos) de cálculo neutrónico propios, y por el otro, la puesta en máquina de códigos desarrollados en el extranjero, su aplicación a nuestros reactores en operación, tanto experimentales como de potencia, y el estudio de los modelos programados en estos códigos.

Las dos líneas eran complementarias, y surgían actividades relacionadas con el desarrollo de modelos alternativos y su implementación en forma de rutinas de cálculo a ser incorporadas en los programas tradicionales existentes.

Los primeros desarrollos y aplicaciones de este período fueron realizados en el Grupo de Reactores del Centro Atómico Constituyentes (CAC) de CNEA. Ejemplos de esta actividad son los trabajos de las referencias [1.1] y [1.2], donde, esencialmente, planteamos opciones alternativas a WIMS, el programa de cálculo que nos ocupa en este trabajo, con resultados satisfactorios en general.

Proponíamos en esos casos una mejora a la etapa de resolución de la ecuación de transporte utilizando el método de probabilidades de colisión de WIMS para geometrías tipo manojo, dándose un paso en el sentido de disponer de un módulo para un futuro programa de celda propio de CNEA.

También resultó de interés el tema de los datos nucleares, centrado particularmente en su aplicación a la biblioteca de datos nucleares para programas de cálculo de reactores. En particular, con WILMA [1.3], se logró una mejor comprensión de la biblioteca del código junto con una herramienta idónea para la inserción o modificación de nuevos datos nucleares provenientes de bibliotecas básicas con las cuáles se estaba trabajando en CNEA, que se complementó con la actividad desarrollada en [1.4] y resumida en [1.5], en el marco de un convenio con el OIEA.

Con el egreso de las primeras promociones de la Carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro del Centro Atómico Bariloche (CAB) de CNEA, comenzaron a producirse resultados en las dos líneas también en ese Centro, orientados fundamentalmente a reactores de investigación.

Ejemplos de estas actividades son los códigos de celda que se describen en [1.6] a [1.8].

WIMS fue utilizado prácticamente en todos los trabajos de reactores experimentales que se llevaron a cabo en CNEA e INVAP (Sociedad del Estado entre CNEA y la Provincia de Río Negro), desde el comienzo de los años 80. Previamente, se requirieron validaciones específicas para reactores con combustible de placas, conducentes a garantizar la confiabilidad de los cálculos de diseño de los reactores RP-10 (Perú), RA-6 (Argentina), NUR (Argelia), para el cambio de núcleo del RA-3 (Argentina), el cambio de núcleo del reactor TRR (Irán) y MPR (Egipto, reactor en construcción).

Mientras que el interés en desarrollos propios, y en mejoras a los métodos contenidos en los programas reconocidos a nivel internacional, se concentraba en el CAB alrededor de sus aplicaciones a reactores experimentales, surgía en el ámbito de las centrales nucleares la necesidad de una actividad semejante aplicada a los reactores de potencia.

Las Centrales Nucleares Atucha 1 (CNA1) y Embalse (CNE), de diseños alemán y canadiense respectivamente, fueron adquiridas con sus respectivos conjuntos de códigos de cálculo. Sin embargo, fue surgiendo paulatinamente la necesidad y la conveniencia de usar WIMS como código de cálculo en ambas centrales, por razones que se exponen más adelante.

WIMS se utiliza, desde no hace mucho tiempo, en los cálculos de rutina para la operación de la CNA1, así como para algunos cálculos complementarios para la CNE. En el caso de la CNA1, fue necesario demostrar que, para la situación de operación normal y para la gestión de combustible, predecía resultados equivalentes a los obtenidos con el código de celda alemán CIRTHE, con el cual había sido diseñada la Central. Para el caso de la CNE fue necesaria una comparación con POWDERPUFS-V, el equivalente código canadiense. En ambos casos sólo se trataba de verificaciones parciales, para los casos de operación normal de las centrales.

Una de las razones más importantes por la cual en todos estos casos se ha utilizado WIMS, sin intentar su reemplazo por algún código de celda de desarrollo local, está relacionada con el posterior licenciamiento del reactor que se ha diseñado y calculado.

Entre las directivas internacionalmente aceptadas para el licenciamiento de construcción y operación de un reactor, se requiere que las herramientas de cálculo tengan una calificación también reconocida a nivel internacional. Otro tanto ocurre con los reactores ya licenciados, como los de nuestras centrales de potencia, para los cuales cualquier modificación relevante, como lo es el cambio en el "software" utilizado para calcularlas, requiere un proceso de aprobación más o menos complicado.

La actividad de desarrollar nuevas herramientas implica necesariamente también la difusión a nivel internacional de dichas herramientas junto con la calificación de las mismas, hasta lograr su aceptación.

A estos argumentos se suma el del avance tecnológico en el área de microprocesadores. Hacia fines de la década del 80 y principios de la del 90, la aparición de las computadoras personales (PC), motivaron la necesidad de convertir los viejos programas desarrollados para computadoras centrales ("mainframe") a estas nuevas PC, más económicas, y con recursos de capacidad de memoria y de velocidad iguales o, a veces, superiores a las de las anteriores.

Parte de estos esfuerzos, estimulados también desde el OIEA, se reflejan en [1.9] y [1.10], que describen trabajos en los cuales se puso énfasis en la implementación de WIMS y otros códigos de cálculo de reactores, para su utilización en computadoras personales.

En este marco se inscriben la necesidad y el interés en abordar la tarea de calificar a WIMS como herramienta idónea para el cálculo de los reactores de potencia existentes en nuestro país, no sólo para el caso de operación normal, sino también para el de alguna de las situaciones accidentales previsibles.

1.2 OBJETIVOS DEL TRABAJO.

La problemática de encontrar posibles fuentes de energía es una constante preocupación para el hombre. La fisión nuclear es una de las varias alternativas existentes, y los reactores nucleares son los dispositivos diseñados con el propósito fundamental de aprovechar la energía liberada durante el proceso de fisión. El conocimiento de los mecanismos por los cuales se produce dicha reacción nuclear y se libera energía en forma controlada, es requisito indispensable para el diseño de estos dispositivos. Dada la complejidad del problema físico involucrado, y dado el actual grado de evolución tecnológica en materia de recursos de computación, de complejidad y posibilidades crecientes, los programas de cálculo se han convertido en una herramienta auxiliar básica en el cálculo de los reactores nucleares.

En todo el mundo se invierten grandes esfuerzos en desarrollar y convalidar dichas herramientas de cálculo, adecuadas para el diseño de los reactores, y que permiten la evaluación del comportamiento en operación, y la extrapolación a nuevas situaciones.

La utilización de esos programas (o códigos) de cálculo requiere una continua y rigurosa verificación de sus resultados. Este requerimiento es particularmente importante cuando se utilizan nuevas evaluaciones de los datos nucleares, o el tipo de sistemas que se trata de calcular difiere, en alguna de sus características, de aquellos para los cuales los códigos fueron desarrollados originalmente.

La confiabilidad de los resultados queda determinada por el grado de acuerdo que éstos tengan con datos experimentales, o bien con valores calculados por medio de métodos teóricos más precisos, no utilizables, por su complejidad, en forma rutinaria.

Resolver el problema del cálculo de los reactores nucleares consiste básicamente en encontrar para cada uno de ellos la distribución del flujo neutrónico como función del espacio, la energía, la dirección del movimiento y el tiempo.

El núcleo de un reactor contiene, además del combustible, elementos de regulación, de control y otros componentes estructurales, constituyendo un conjunto muy heterogéneo y complejo, de modo que para obtener la distribución de flujo neutrónico en ese sistema se hace necesario recurrir a algún artificio que simplifique el problema.

La metodología que se elige habitualmente para lograr una simplificación satisfactoria, consiste en dividir el problema en dos etapas diferenciadas. La primera de ellas, *el cálculo de celda*, resulta de suponer que, en lo esencial, el núcleo de un reactor está constituido por "celdas" de combustible iguales, repetidas periódicamente, y resolver, entonces, detalladamente, el problema para una celda. Como resultado de esta etapa, se obtienen parámetros representativos de las interacciones entre neutrones y los materiales de la celda (secciones eficaces de la celda). En la segunda etapa, la del *cálculo de reactor*, se trata de encontrar la solución del problema para todo el núcleo; tanto el combustible como el resto de los materiales presentes, se representan como zonas homogéneas caracterizadas por sus secciones eficaces (obtenidas en la primera etapa); el formalismo requerido para obtener la distribución del flujo neutrónico a partir de esta descripción, es relativamente sencillo, y se aborda con los *códigos de reactor*.

Un primer aspecto básico del cálculo de reactores es disponer de los datos nucleares necesarios. El segundo aspecto es el de los diversos métodos y modelos que existen para realizar los cálculos. La fase final del desarrollo de los modelos de cálculo es la calificación de los programas de computación utilizados, es decir, la verificación del rango de validez de los datos nucleares y los modelos contenidos en el mismo.

Esta última es una fase esencial para atribuir confiabilidad a los valores que producen los programas. Para ello, se requiere la realización de series de cálculos utilizando diferentes bibliotecas de datos nucleares, así como la prueba de los diversos métodos de resolución de las ecuaciones cuya solución será la distribución de flujo neutrónico, a fin de poder evaluar, finalmente, los resultados y sus errores por comparación con experimentos o eventualmente con cálculos de mayor grado de precisión. Las discrepancias entre valores calculados y medidos pueden deberse a tres razones principales: datos nucleares erróneos o imprecisos, modelos de cálculo inapropiados o una mala interpretación del experimento analizado y los métodos seleccionados para calcularlo. La calificación completa de un programa contiene la evaluación de todos estos aspectos.

Este trabajo incluye el análisis de los procesos físicos más importantes que ocurren en la celda de un reactor nuclear y la calificación del programa de celda WIMS, que calcula los parámetros neutrónicos asociados a esos procesos. Nos hemos centrado particularmente en los aspectos referidos a métodos y modelos seleccionados para calcular reactores de potencia de agua pesada.

WIMS, programa de origen inglés, ha sido extensamente utilizado en todo el mundo. En nuestro país, como dijimos, ha sido utilizado para cálculos de reactores de agua liviana, en varios de los cuales se han hecho posteriormente mediciones que significaron convalidaciones parciales importantes. Algunos ejemplos de ello son los reactores argentinos RA-3 y RA-6, y el reactor peruano RP-10.

No se había hecho en el país, hasta la fecha, una calificación sistemática y completa de WIMS aplicada a los reactores de nuestro interés: aquellos cuyo combustible es uranio natural, y que están refrigerados y moderados con agua pesada, como los de las centrales de potencia en operación en la Argentina.

Hemos organizado el trabajo en cinco capítulos. En el primero, se presenta el marco en el cual se han desarrollado las actividades en materia de códigos de cálculo de reactores en nuestro país. Se analizan los conceptos básicos referidos a la física de los reactores, y se presentan las ecuaciones que describen el comportamiento de la población de neutrones en un medio multiplicativo. Se describen los objetivos de este trabajo y se introduce el código de cálculo WIMS.

En el segundo capítulo se describen los principales parámetros de diseño de un reactor. Se calculan experiencias en facilidades críticas y en reactores de potencia con combustible fresco, en las cuales es posible medir algunos de esos parámetros, comparándose cálculos con mediciones.

El tercer capítulo contiene el cálculo de los parámetros neutrónicos para los diferentes estados de un reactor: frío, caliente, en equilibrio. Se evalúan parámetros neutrónicos correspondientes a combustible irradiado, tanto para facilidades críticas como para reactores de potencia. Se comparan valores calculados con mediciones.

En el cuarto capítulo se introduce el concepto de accidente. Se analizan los parámetros neutrónicos relevantes para el caso de algunas situaciones accidentales. Se simula en particular un accidente de pérdida de refrigerante en un reactor tipo CANDU.

El quinto y último capítulo es el de las conclusiones, en el cual se resumen los resultados de los distintos aspectos considerados.

1.3 CONCEPTOS BÁSICOS EN LA TEORÍA DE REACTORES.

1.3.1 MECANISMOS DE INTERACCIÓN NEUTRÓN-NÚCLEO.

El neutrón es una partícula subatómica, sin carga eléctrica, con una masa levemente superior a la del protón. En estado libre es inestable y se transforma en un protón, un electrón y un neutrino, con una vida media de unos 13 minutos. Este tiempo es extremadamente largo comparado con la vida media del neutrón en un reactor nuclear, de modo que, teniendo en cuenta que el tiempo transcurrido entre su generación y su desaparición dentro del reactor es inferior al segundo, se lo puede considerar, a los fines prácticos, como una partícula estable.

En un reactor nuclear ocurren diferentes tipos de interacciones entre los neutrones y los diferentes materiales presentes en el mismo.

Esas interacciones están caracterizadas por las secciones eficaces. La sección eficaz microscópica de un nucleído i para una reacción del tipo x , $\sigma_{x,i}$, se define como el número de reacciones del tipo x por segundo con un nucleído expuesto a un flujo unitario de neutrones, y depende, en general, del nucleído i y de la energía cinética E de los neutrones incidentes.

$$\sigma_{x,i} = \sigma_{x,i}(E)$$

Dicha energía cinética varía en un rango de 10^{-5} eV a 15 MeV aproximadamente.

El tipo de reacción nuclear más simple que ocurre en un reactor nuclear es el de la dispersión potencial, en la que el neutrón se dispersa del potencial nuclear sin penetrar el núcleo mismo.

Las secciones eficaces de dispersión potencial están caracterizadas por un comportamiento relativamente plano en función de la energía, desde 1 eV hasta el rango de los pocos MeV.

Otro tipo de reacción frecuente en un reactor es aquel en el que el neutrón incidente es absorbido en primera instancia por el núcleo X_z^A para crear un nuevo núcleo compuesto X_z^{A+1} . En una segunda instancia el núcleo compuesto decae.

Puede inferirse que este mecanismo está presente en las reacciones de los neutrones con los núcleos, por el hecho de que los tiempos característicos de dichas reacciones son relativamente grandes en la escala nuclear. El largo tiempo de vida del núcleo compuesto implica que el proceso de desintegración es esencialmente independiente del modo original de formación de ese núcleo. La formación del mismo corresponde a la llamada reacción resonante, en que la energía del neutrón incidente es aproximadamente igual a la de uno de los niveles de energía del núcleo compuesto.

A partir de la formación del núcleo compuesto, pueden tener lugar los siguientes procesos de decaimiento del mismo:

- la captura radiativa, por la cual el núcleo decae con la emisión de radiación gamma;
- la dispersión inelástica, en la cual se reemite un neutrón con menor energía, quedando el núcleo inicial en estado excitado;
- la dispersión elástica, en la que se reemite un neutrón y se conserva la energía cinética, quedando el núcleo inicial en su estado fundamental;

- la fisión nuclear, en la cual el núcleo compuesto decae fisionándose en dos núcleos más livianos, con la emisión adicional de entre dos y tres neutrones.
- sólo en unos pocos nucleídos, y generalmente para valores grandes de E, hay otras reacciones posibles, como las de los tipos (n,2n), (n,p), (n, α), etc.

Es conveniente redefinir las reacciones nucleares en función de su aplicación a los reactores nucleares. Llamando *captura neutrónica*, o simplemente *captura*, a la suma de todas las reacciones del tipo (n,x), y considerando la *absorción* como *captura* más *fisión*, las reacciones nucleares de interés para el balance neutrónico son: la captura, la dispersión (o "scattering") y la fisión.

La sección eficaz total para las reacciones neutrón-núcleo es la suma de las secciones eficaces para cada tipo de reacción.

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_c + \sigma_f + \dots$$

donde σ representa la sección eficaz microscópica, y los subíndices **s**, **c** y **f** indican respectivamente dispersión, captura y fisión.

La dependencia de la sección eficaz total con la energía puede analizarse en términos de las diferentes reacciones. En algunos nucleídos es posible distinguir esencialmente cinco zonas características en el comportamiento de la sección eficaz total en función de la energía.

Tomemos como ejemplo el caso del grafito (^{12}C) [1.11]. Para muy bajas energías (región que identificaremos como 1), la sección eficaz varía como $E^{-1/2}$. Alrededor de los 10^{-3} eV (región 2) la sección eficaz presenta irregularidades muy notables; esta región de variaciones bruscas se suaviza a medida que la energía aumenta, apareciendo un tramo en que la sección eficaz permanece relativamente constante (región 3), hasta los 10^5 eV. Por encima de este valor de energía, la sección eficaz presenta nuevamente un comportamiento irregular, con variaciones bruscas (región 4), para decaer finalmente en forma suave, para valores de energía de 10^7 eV en adelante (región 5).

En el rango de energías correspondiente a la región 3, la sección eficaz de la mayoría de los núcleos (excepto los núcleos pesados, en los que dominan los efectos resonantes tanto para la dispersión como para la absorción) está dominada por la dispersión potencial; la magnitud de la sección eficaz, del orden de 5 barns, es esencialmente el área geométrica presentada al neutrón por el núcleo, y depende muy poco de la energía del neutrón.

El comportamiento bruscamente variado en la región 4, de los MeV, corresponde a los mecanismos de reacción resonantes, en que la energía del neutrón incidente es comparable con la de los niveles más bajos de energía en el núcleo compuesto. Dado que para los núcleos pesados los niveles de energía están muy próximos al nivel fundamental, es de esperar que esta estructura resonante aparezca en regiones de energías cada vez más bajas a medida que los núcleos son más pesados. Por ejemplo, para el U^{238} aparece una resonancia a los 6.65 eV.

A muy altas energías, en la región 5, la sección eficaz total decrece, lo cual corresponde al hecho de que la probabilidad de que el neutrón interactúe con un núcleo decrece con el aumento de energía.

El comportamiento bruscamente variado a bajas energías, en la región 2, puede interpretarse por el hecho de que la longitud de onda del neutrón es comparable con la distancia interatómica característica, de modo que el neutrón no interactúa con un único

núcleo en este rango, sino más bien con un conglomerado de núcleos. Si el material tiene una estructura regular, el neutrón será difractado, lo cual da una sección eficaz de interacción con una fuerte dependencia energética; si la energía es suficientemente pequeña, la longitud de onda neutrónica es tan grande que la difracción es imposible, y la sección eficaz varía en forma suave con la energía nuevamente.

Existe un efecto adicional que influye sobre la región de bajas energías, que consiste en la posibilidad de excitar modos internos del conglomerado de núcleos. En este rango, la sección eficaz varía normalmente como $E^{-1/2}$.

1.3.2 LA FISIÓN NUCLEAR Y LA REACCIÓN EN CADENA.

Entre las reacciones nucleares que ofrecen posibilidades desde el punto de vista de la eventual fuente de energía que representan, la fisión nuclear ocupa actualmente el primer lugar en cuanto a la cantidad de energía que puede ser efectivamente aprovechada.

Un reactor nuclear es un dispositivo en el cual la fisión nuclear inducida por neutrones ocurre a gran escala, en forma controlada, como resultado de lo cual se genera energía.

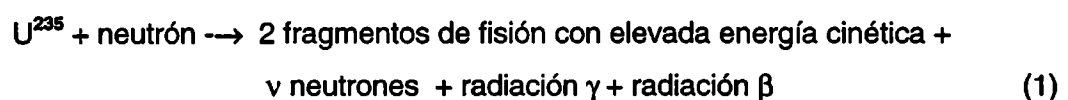
El término **fisión** se aplica a aquella clase de reacciones nucleares en las cuales un núcleo se parte en núcleos más pequeños. Acompañan a este proceso la liberación de neutrones, fotones y otras partículas. Interesan en particular las inducidas por la colisión de un neutrón sobre un núcleo.

Existen dos tipos de nucleídos susceptibles de experimentar una fisión cuando son sometidos a un flujo de neutrones: aquellos que fisionan para cualquier valor de energía cinética del neutrón incidente, y los que fisionan a partir de un cierto valor umbral de dicha energía. Entre los primeros se encuentra el uranio 235 y otros nucleídos con un número impar de neutrones, como el plutonio 239 y el plutonio 241. Entre los del segundo tipo se encuentran el uranio 238 y el plutonio 240, que sólo fisionan a alta energía del neutrón incidente.

Desde el punto de vista de la teoría de reactores, la fisión nuclear debe satisfacer los siguientes requisitos [1.12], [1.13], a los fines de mantener la reacción en cadena, autosostenida:

- Por cada neutrón que induce una fisión, más de un neutrón debe ser reemitido.
- Los núcleos requeridos para la reacción deben existir en la naturaleza, o bien debe ser posible producirlos en la abundancia necesaria.

Existen en la naturaleza nucleídos que satisfacen estas condiciones; entre ellos, el U^{235} . Cuando un haz de neutrones incide sobre un blanco constituido por U^{235} , las dos reacciones nucleares más importantes que tienen lugar son:



y



Similares reacciones ocurren entre la mayoría de los elementos pesados, de número atómico igual o mayor que 92, llamados fisionables, y los neutrones. La primera reacción, y la más importante, es la *fisión nuclear*. La segunda, ya mencionada anteriormente, es la *captura radiativa*. Ambas reacciones tienen lugar bajo un flujo de neutrones y la probabilidad de ocurrencia de una y otra, para un dado blanco, depende solamente de la energía de los neutrones incidentes. Para núcleos diferentes, como U^{235} , U^{238} , Pu^{239} , etc., dicha probabilidad es ciertamente diferente.

Un subconjunto importante de los nucleídos fisionables es el de aquellos que pueden reaccionar de acuerdo con la ecuación (1) particularmente con neutrones de baja energía, con una probabilidad muy elevada. Los más importantes son: el U^{233} , el U^{235} y el Pu^{239} . De ellos, sólo el U^{235} se encuentra en la naturaleza, en un 0.71% del uranio natural; el U^{238} constituye prácticamente el 99.29 % restante.

En cada evento de fisión se forman habitualmente dos núcleos producto. Dado que el par particular que se forma varía de fisión en fisión, se encuentra una amplia distribución de nucleídos en una mezcla de productos de fisión. La fisión se produce de modo tal que la distribución de productos de fisión en función de su número de masa tiene un comportamiento asimétrico, es decir, la probabilidad de que un núcleo se fisione dando origen a dos productos de fisión con igual masa es muy pequeña. La figura 1.1 muestra una distribución porcentual típica de fragmentos de fisión en función del número de masa de dichos fragmentos.

Los productos de fisión representan la más abundante fuente de radioisótopos de que se dispone.

Una característica única de la reacción de fisión es que entre los productos resultantes aparecen neutrones, es decir, las mismas partículas responsables de producirla. El número de neutrones liberados en una fisión, ν , es función de la energía del neutrón incidente, es decir, $\nu = \nu(E)$, estando su valor medio entre 1.75 y 3 para todos los elementos fisionables, y entre 2.5 y 3 en la mayoría de los casos. La fracción de neutrones de fisión, que son emitidos entre las energías E y $E+dE$ se simboliza por $\chi_j(E)dE$, en la cual $\chi_j(E)$ es el llamado espectro de fisión para el nucleído j . Estrictamente, esta cantidad también depende de la energía del neutrón incidente, pero esa dependencia es leve, así como también es poco significativa la dependencia con los diferentes nucleídos.

La distribución de energías para los neutrones de fisión puede ser representada con la siguiente expresión semiempírica [1.12]:

$$\chi(E) = 0.453 \cdot \exp(-1.036E) \cdot \text{Senh}\sqrt{2.29E} \quad (3)$$

en la cual los factores de ajuste que multiplican a la energía tienen dimensiones de MeV^{-1} . Esta expresión está basada en mediciones realizadas para el U^{235} , pero resulta una muy buena aproximación para todos los nucleídos fisionables.

En ella, $\chi(E)$ tiene el sentido de densidad de probabilidad, de modo que

$$\int_0^{\infty} \chi(E) dE = 1$$

El valor medio de E con distribución $\chi(E)$, es decir, la energía promedio con que son emitidos los neutrones de fisión es de aproximadamente 2 MeV.

Se puede suponer que los neutrones emitidos en el proceso de fisión son producidos isotrópicamente, es decir, con igual probabilidad en todas las direcciones.

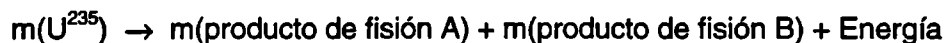
No todos los neutrones emitidos como consecuencia de un evento de fisión aparecen inmediatamente. Una pequeña fracción de ellos (0.65% para el U^{235}) son emitidos por algunos productos de fisión a partir de un decaimiento β de los mismos: son los "neutrones retardados".

Como dijimos, además de aparecer productos de fisión y neutrones, de un evento de fisión surge la emisión de rayos γ , partículas β y neutrinos.

La energía emitida como resultado de una fisión es transmitida al medio a través de las partículas y fotones liberados como consecuencia de ese proceso. Es de interés conocer cómo se transforma esa energía en calor.

La energía cinética de los fragmentos de fisión formados es de unos 168 MeV, la cual, a los efectos de los cálculos de reactor, se transfiere en forma instantánea al medio circundante manifestándose en un incremento local de la temperatura del mismo. La radiación γ emitida contribuye con alrededor de 7 MeV, y la radiación β con alrededor de 8 MeV. Parte de estas últimas contribuciones se transforma en calor lentamente, ya que ciertos productos de fisión continúan emitiendo aún después de que el proceso de fisión se ha terminado. Es por esa razón que un reactor debe ser refrigerado y blindado también después de apagado. Los neutrinos contribuyen con unos 12 MeV, pero dado que no son partículas cargadas y sólo interactúan débilmente, la probabilidad de que interactúen con cualquiera de los átomos presentes en un reactor es despreciable y esa contribución se suele perder. Los 200 MeV aproximados que se emiten en una fisión provienen de la diferencia de masas entre los productos de la fisión y el núcleo original.

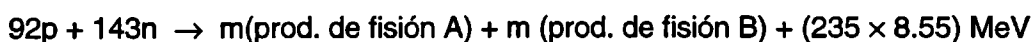
En forma aproximada, y prescindiendo de los neutrones que intervienen en el proceso, la reacción de fisión para el U^{235} , puede representarse como:



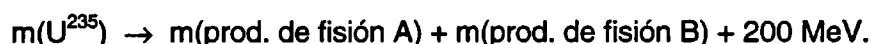
Teniendo en cuenta que la energía media de enlace por nucleón para el U^{235} es de unos 7.70 MeV, (ver por ejemplo referencia [1.1]), resulta:



en la cual p y n representan respectivamente la masa del protón y la del neutrón; para los productos de fisión que, en su mayor parte, tienen números de masa comprendidos en el intervalo 95 - 140, con una energía media de enlace de unos 8.55 MeV, se tiene:



Restando miembro a miembro las últimas dos expresiones, se obtiene:



Se dice que se produce una reacción de **fisión neutrónica en cadena y autosostenida**, cuando el número de neutrones generados por esa reacción por cada neutrón que la produjo, es por lo menos igual a la unidad. Tal reacción en cadena será posible en forma estable, en la medida en que el número de neutrones producidos esté balanceado con el número de los que se fugan fuera del sistema y de los que son absorbidos por los materiales presentes y que incluyen al material fisionable.

Un reactor nuclear es básicamente un dispositivo en el cual la reacción en cadena tiene lugar de manera controlada, con propósitos de investigación o con el objetivo de producir energía.

Dado que los neutrones son los responsables de inducir las fisiones, la velocidad a la cual se genera calor, es decir, la potencia térmica de un reactor, es aproximadamente proporcional a la cantidad de neutrones presentes en las zonas donde existe material fisionable. Más precisamente, la potencia en un dado punto es proporcional al flujo de neutrones

Es por esta razón que resolver el problema del cálculo de los reactores nucleares es, en última instancia, encontrar la distribución de flujo neutrónico.

1.4 LOS REACTORES NUCLEARES.

1.4.1 GENERALIDADES.

Los reactores nucleares utilizados más comúnmente para la generación de energía eléctrica, están diseñados, construidos y operados de modo de producir energía esencialmente a través de la reacción de fisión del U^{235} y del Pu^{239} .

El núcleo del reactor (generalmente de forma cilíndrica, para el caso de los reactores de potencia) contiene el combustible con material fisionable (U^{235} o Pu^{239}). La energía liberada en el proceso de fisión que tiene lugar dentro del núcleo del reactor, es transferida desde éste a un fluido refrigerante en forma de energía calórica. El combustible y el refrigerante están separados por un material adecuado (vaina), que evita que los isótopos radioactivos lleguen al refrigerante, al mismo tiempo que encapsula y protege al combustible de una posible corrosión o erosión producida por el refrigerante.

Otros elementos importantes dentro del núcleo del reactor son el moderador y los materiales absorbentes de neutrones. En el caso de los reactores térmicos, es decir, aquellos en los que las fisiones se producen por interacción de neutrones térmicos con nucleídos fisionables, el moderador, que puede ser sólido o líquido, tiene la función de "termalizar" los neutrones emitidos durante el proceso de fisión, es decir, disminuir su energía por medio de colisiones sucesivas neutrón - átomo moderador, hasta el rango en el cual son más efectivos para producir las fisiones que permitirán mantener la reacción en cadena. La función de los materiales absorbentes de neutrones, que tienen la forma de barras móviles que se introducen en el núcleo, o bien compuestos químicos que se disuelven en el moderador, es la de regular la reacción de fisión y controlar el nivel de potencia del reactor. El núcleo está rodeado además por un reflector neutrónico, cuyo propósito es el de disminuir la pérdida de neutrones del núcleo, dispersando hacia él muchos de los neutrones que escapan hacia esa región. Habitualmente, el reflector es el mismo material usado como moderador.

Los principales elementos del núcleo del reactor están dispuestos, de acuerdo con el diseño del tipo de reactor, dentro de un tanque o recipiente de presión, con estructuras internas apropiadas de modo de sostener los elementos combustibles, las barras de control, el moderador y los canales refrigerantes. La instrumentación, así como el resto de los mecanismos de control y de medición, están colocados en lugares adecuados en el interior del recipiente del reactor, mientras que otros dispositivos tales como motores que mueven las barras de control, bombas, cañerías y válvulas están ubicados en el exterior del recipiente.

Por razones de seguridad, el reactor está totalmente encerrado en un edificio de contención a prueba de filtraciones, que provee una barrera adicional a la eventual liberación de productos radioactivos al ambiente exterior, la cual se agrega a barreras previas, como lo son las vainas del combustible y el propio sistema refrigerante.

En una planta nuclear el sistema del reactor provee la fuente calórica; la conversión de energía térmica en eléctrica se realiza a través de la parte convencional de la planta.

1.4.2 TIPOS DE REACTORES.

En adelante nos referiremos en particular a los reactores utilizados para generación de energía eléctrica, llamados reactores de potencia. Estos reactores se clasifican, de acuerdo a la energía de los neutrones que producen las fisiones en: "térmicos" (neutrones de baja energía) y "rápidos" (neutrones de alta energía). Además, difieren unos de otros en el tipo de combustible utilizado, así como también el refrigerante y el moderador. Nos ocuparemos particularmente de los llamados HWR (Heavy Water Moderated Reactors) por ser de este tipo los reactores de potencia (centrales nucleares) que existen en nuestro país.

1.4.3 REACTORES TIPO "HWR".

Los HWR son reactores térmicos que utilizan normalmente uranio natural como combustible. Debido a la pequeña fracción del isótopo U^{235} presente en el uranio natural (0.71 %), se requieren, en este caso, moderadores con características de muy baja absorción neutrónica.

Este concepto de reactores utiliza agua pesada como moderador en todos los casos, y como refrigerante en la mayoría de ellos. El refrigerante (D_2O) debe encontrarse a muy alta presión en todos los casos (110 a 115 atm) a fin de que permanezca en estado líquido a las altas temperaturas de operación.

En la actualidad, existen en operación o en construcción en nuestro país dos versiones diferentes de HWR. Uno de ellos es del tipo "tubos de presión", con el refrigerante a muy alta presión separado del moderador, este último a presión próxima a la atmosférica (Central Nuclear Embalse). El otro es del tipo "recipiente de presión", con refrigerante y moderador a la misma presión (Centrales Nucleares Atucha I y Atucha II, esta última en construcción). Las dos versiones utilizan combustible de uranio natural en la forma de barras cilíndricas de UO_2 envainadas en una aleación de zirconio. El material de vaina es elegido de modo de evitar la corrosión, así como la llegada de fragmentos de fisión al refrigerante y al moderador; también debe cumplir la condición de ser un bajo absorbente de neutrones.

El conjunto del material combustible y sus vainas y otras partes estructurales se denomina elemento combustible (EC). El núcleo del reactor comprende normalmente un elevado número de ECs.

En el caso de Atucha, el agua pesada se utiliza como moderador y, en un circuito separado, como refrigerante, ambos a alta presión.

En el caso del CANDU, el uso de tubos de presión permite que sólo el sistema del refrigerante esté presurizado sin necesidad de presurizar el moderador. En ambos casos, el recambio de combustible se realiza con la planta en funcionamiento, sin afectar la operación. La figura 1.2 muestra un esquema de este tipo de reactores, básicamente válido para ambas versiones. (Ver por ejemplo referencias [1.13] y [1.14]).

1.5 PROPÓSITO DEL CÁLCULO DE LOS REACTORES NUCLEARES. LA ECUACIÓN DE BOLTZMANN APLICADA A NEUTRONES.

Una comprensión del comportamiento de un reactor nuclear requiere, como dijimos, el conocimiento de la distribución de neutrones en su interior, como función del espacio, la dirección de movimiento, la energía y el tiempo. Esta distribución está generada por, y es la responsable de las reacciones de fisión que generarán una determinada potencia térmica.

La ecuación fundamental del balance neutrónico es la ecuación de transporte de Boltzmann. La solución al problema de hallar la distribución de neutrones correspondiente a un cierto sistema puede encontrarse insertando en la ecuación de transporte un conjunto completo de secciones eficaces apropiadas que representan las probabilidades de interacción de los neutrones, y teniendo en cuenta la disposición geométrica de los materiales en el sistema. Desde el punto de vista matemático, la ecuación se completa con condiciones de contorno y condiciones iniciales temporales.

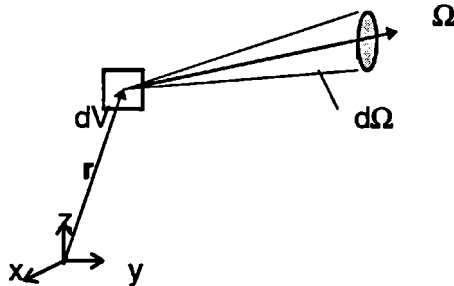
En todo el proceso de resolución del problema, es necesario hacer numerosas aproximaciones, como ya dijimos. En primer lugar, las secciones eficaces y su variación con la energía son muy complicadas, y en segundo lugar, la disposición geométrica de los materiales en un reactor es tan compleja que el grado de detalle necesario para resolver la ecuación de transporte dentro de él es casi inabordable. Las diversas aproximaciones conducen a diferentes métodos para evaluar la distribución de neutrones en espacio, dirección, energía y tiempo.

Muchas veces las situaciones a analizar no varían con el tiempo, por lo menos durante ciertos períodos. El problema planteado es entonces el del cálculo estático de reactores, que permite obtener las soluciones estacionarias del mismo.

Los programas de cálculo que resuelven la ecuación de transporte de neutrones independiente del tiempo, para sistemas multiplicativos con diversas configuraciones geométricas y composiciones de materiales, en todo el rango de energía de interés, se suelen denominar "códigos de celda". Una celda es la unidad física más sencilla del núcleo de un reactor, y consta del elemento combustible, la porción asociada de refrigerante y una cierta cantidad representativa de moderador. El método general utilizado por los códigos de celda es el de suponer que el núcleo de un reactor consiste en la repetición periódica de esa unidad elemental, y resolver la ecuación de transporte sólo para la celda, con adecuadas condiciones de contorno.

A continuación se introducen brevemente las ecuaciones de balance neutrónico, cuyos detalles pueden consultarse, por ejemplo, en [1.16] a [1.18].

La población de neutrones en el espacio de las fases (r, Ω, E, t) se denomina habitualmente *campo neutrónico*. Aquí r denota la posición del neutrón, Ω el versor que da la dirección de movimiento de ese neutrón, E su energía y t el instante en el cual se observa la población neutrónica. Se trata entonces de siete variables escalares, de las cuales dependen, en principio, las magnitudes de interés.



Para calcular el campo neutrónico en un material, es en general suficiente conocer la fuente de neutrones. Esos neutrones interactúan con los núcleos del material y, por lo tanto, el campo neutrónico queda determinado fundamentalmente por las propiedades neutrónicas dicho material.

Se suele describir el campo neutrónico en términos de la *densidad angular* o del *flujo angular*, y sus magnitudes asociadas, en las que se integra una o más variables.

La densidad angular $N(r, \Omega, E, t)$ da el número de neutrones dentro del elemento de volumen en el espacio de las fases $(dr d\Omega dE)$, el cual, integrado sobre todas las direcciones, da la *densidad neutrónica*, o *densidad total* $n(r, E, t)$. La densidad total representa, entonces, al número de neutrones que en el instante t están en la posición r con energía E , expresados por unidad de volumen y unidad de energía.

$$n(r, E, t) = \int_{4\pi} N(r, \Omega, E, t) d\Omega$$

en la cual $d\Omega$ representa el diferencial de ángulo sólido que define un entorno de direcciones de movimiento del neutrón.

El flujo angular, en el mismo elemento de volumen, describe el número de neutrones que atraviesan una superficie unitaria ubicada en r y con su normal paralela a Ω , la dirección de movimiento del neutrón. Se puede ver que:

$$\Phi(r, \Omega, E, t) = v N(r, \Omega, E, t)$$

El flujo angular, integrado sobre todas las direcciones, se llama *flujo total* o *flujo escalar*, y es la magnitud más frecuentemente usada en la física de reactores. Se mide en neutrones/cm² eV seg.

$$\Phi(r, E, t) = \int_{4\pi} \Phi(r, \Omega, E, t) d\Omega$$

El producto de la sección eficaz microscópica para una reacción del tipo x , por la densidad numérica de átomos N (número de átomos por unidad de volumen), da la llamada *sección eficaz macroscópica* para esa reacción

$$\Sigma_x = \sigma_x N$$

Puede verse que Σ_x es la probabilidad por unidad de longitud recorrida por el neutrón, de que éste sufra una reacción del tipo x .

Para el caso particular de la dispersión desde E' a E , es necesario definir la sección eficaz diferencial de dispersión, para describir los neutrones que, habiendo incidido sobre un núcleo con energía E' y dirección Ω' , emergen con energía E y dirección Ω , la cual se denota

$$\Sigma_s(E', \Omega' \rightarrow E, \Omega)$$

Consideremos el número de neutrones que en el instante t tienen posición r , energía E y dirección de movimiento Ω en el elemento $dr dE d\Omega$. El número de neutrones de ese conjunto es:

$$N(r, \Omega, E, t) dr dE d\Omega = 1/v \Phi(r, \Omega, E, t) dr dE d\Omega$$

Durante el intervalo Δt se perderán neutrones de este conjunto por sufrir alguna reacción con los núcleos del medio. Si $\Sigma(r, E)$ es la sección eficaz macroscópica total (de absorción y dispersión), entonces puede verse que el número de neutrones que se pierden por colisiones y/o absorciones durante el intervalo Δt está dado por:

$$\Phi(r, \Omega, E, t) \Sigma(r, E) dr dE d\Omega \Delta t$$

de modo que permanecen en el conjunto considerado, pasando a la posición $r + \Omega v \Delta t$ la cantidad:

$$\Phi(r, \Omega, E, t) [1/v - \Sigma(r, E) \Delta t] dr dE d\Omega$$

Por otro lado, los neutrones que nacen (por dispersión o por fisión) en la posición $r + \Omega v \Delta t$ en el instante $t + \Delta t$ con energía E y dirección de movimiento Ω , son:

$$dr dE d\Omega \Delta t \int \int_{E' \Omega'} \Phi' [\Sigma_s(r + \Omega v \Delta t, E', \Omega' \rightarrow E, \Omega) + 1/4\pi v(E') \chi(E) \Sigma_f(r + \Omega v \Delta t, E')] dE' d\Omega'$$

donde

$$\Phi' = \Phi(r + \Omega v \Delta t, E', \Omega', t + \Delta t)$$

En ausencia de fuente externa, la suma de las contribuciones anteriores debe coincidir con la cantidad de neutrones presentes en $dr dE d\Omega$ en la posición $r + \Omega v \Delta t$, es decir:

$$N(r + \Omega v \Delta t, E, \Omega, t + \Delta t) = 1/v \Phi(r + \Omega v \Delta t, E, \Omega, t + \Delta t)$$

Así, la ecuación de balance neutrónico de Boltzmann, igualando y tomando el límite cuando $\Delta t \rightarrow 0$, y considerando que :

$$d\Phi/dt (r + \Omega v \Delta t, E, \Omega, t + \Delta t) = v \Omega \cdot \nabla \Phi + \partial \Phi / \partial t$$

resulta finalmente:

$$\begin{aligned} 1/v \partial \Phi (r, \Omega, E, t) / \partial t + \Omega \cdot \nabla \Phi (r, \Omega, E, t) + \Phi (r, \Omega, E, t) \Sigma (r, E) = \\ = \int \int_{E' \Omega'} \Phi' [\Sigma_s (r, E, \Omega \rightarrow E', \Omega') + 1/4\pi v(E') \chi(E) \Sigma_f (r, E')] dE' d\Omega' \end{aligned}$$

El miembro de la izquierda representa, en su primer término, la variación local del flujo, en su segundo término, la variación debida a fugas del elemento de volumen considerado, y en su tercer término, la desaparición de neutrones por absorción o dispersión. El miembro de la derecha es la suma de todos los términos de fuente, que puede incluir, eventualmente, también una fuente externa. Denominando $q (r, \Omega, E, t)$ a dicha suma, resulta:

$$1/v \partial \Phi (r, \Omega, E, t) / \partial t + \Omega \cdot \nabla \Phi (r, \Omega, E, t) + \Phi (r, \Omega, E, t) \Sigma (r, E) = q (r, \Omega, E, t) \quad (4)$$

y, con el cambio de variables

$$r = r_0 + s \Omega; \quad t = t_0 + s/v$$

se obtiene la ecuación de Boltzmann en una notación abreviada, de la siguiente manera:

$$d\Phi/ds + \Phi \Sigma = q$$

Esta ecuación puede ser resuelta, por ejemplo, utilizando el factor integrante

$$\exp \int \Sigma(r_0 + s' \Omega, E) ds$$

La solución es:

$$\Phi (r, \Omega, E, t) = \int_0^{\infty} \exp [-\int_0^s \Sigma(r - s' \Omega, E) ds'] q (r - s \Omega, \Omega, E, t - s/v) ds \quad (5)$$

El primer factor en el integrando es el factor de atenuación para neutrones que viajan desde $r - s \Omega$ hasta r .

En ausencia de fuente externa, la ecuación de Boltzmann (4) puede escribirse en la forma:

$$\partial N / \partial t = L \{ N \}$$

cuyas soluciones son del tipo $N(r, \Omega, E, t) = N(r, \Omega, E) \exp(\alpha t)$; en ese caso, la ecuación se transforma en un problema de autovalores, que satisfacen la ecuación:

$$\alpha_i N_i(r, \Omega, E) = L \{ N_i(r, \Omega, E) \}$$

Si α_0 es el autovalor con mayor parte real, entonces para t grande la solución será proporcional a $N_0 \exp(\alpha_0 t)$. Para un sistema crítico α_0 vale cero.

Dado que es más conveniente tratar el problema de la criticidad con autovalores estáticos, se introduce el concepto de factor de multiplicación k , de modo que se reemplaza ν , el número de neutrones nacidos por fisión, por ν/k con k positivo, y elegido de modo tal que se cumpla la condición de criticidad $\alpha_0 = 0$. Interesa el menor de los autovalores k , que es el factor de multiplicación estático, y que puede interpretarse como el cociente del número de neutrones en dos generaciones sucesivas, siendo la fisión el evento que separa las generaciones.

En el caso general de fuentes y colisiones anisotrópicas, la ecuación (5) no puede ser integrada sobre Ω para obtener una ecuación integral del flujo total $\Phi(r, E)$. Sin embargo, si fuente y colisiones son isotrópicas, es posible encontrar la ecuación buscada. En ese caso, y en ausencia de fuentes externas, se llega finalmente a la expresión siguiente:

$$\Phi(r, E) = \int \exp[-\tau(R, E)] / 4\pi R^2 dV' \left[\int \Sigma(r'; E' \rightarrow E) \Phi(r', E') dE' \right]$$

en donde $R = |r - r'| = |s \Omega|$ y $\tau(R, E)$ es la distancia entre r y r' en caminos libres medios. El operador exponencial es la probabilidad de que un neutrón que aparece en la posición r' llegue a la posición r sin sufrir colisiones.

Los neutrones emitidos durante el proceso de fisión tienen una distribución de energías que no supera los 15 MeV, de modo que $\chi(E)$, definido en la ecuación (3) para el rango de energías de interés, puede ser considerado nulo para energías superiores a ese valor. Considerando además que la probabilidad de que un neutrón se disperse desde energías por debajo de 15 MeV hacia una energía por encima de este valor es despreciable, es de esperar que el flujo neutrónico sea aproximadamente cero para $E > 15$ MeV. Debe cumplirse asimismo que $\Phi(E) \rightarrow 0$ cuando $E \rightarrow 0$. Ambas condiciones determinan el comportamiento asintótico de la solución de la ecuación en el rango de energías de interés.

Dada la complicada dependencia con la energía de las secciones eficaces que intervienen en la ecuación, es prácticamente imposible obtener una solución analítica para el caso general. Sin embargo, y teniendo en cuenta el grado de precisión con que se conocen los datos nucleares actualmente, es posible obtener una solución tan

precisa como se desee, utilizando programas de computación. Los conjuntos de datos nucleares adecuados para su utilización en el diseño de los reactores nucleares, están agrupados en *bibliotecas multigrupo de datos nucleares* en las que el rango de energías de interés (entre 0 y 10 MeV) está discretizado en grupos. Los datos de secciones eficaces están dados como un promedio dentro de cada grupo.

Así:

$$\sigma_{xg} = \int_{\Delta E_g} \sigma_x(E) \Phi(E) dE / \int_{\Delta E_g} \Phi(E) dE \quad (6)$$

en donde σ_{xg} es la sección eficaz microscópica para la reacción x en el grupo de energía g (correspondiente a ΔE_g).

Cuanto más fina es la estructura de grupos de energía, tanto menos importante es el flujo de peso para promediar secciones eficaces.

En la región rápida (10 MeV - 0.1 MeV) las secciones eficaces son pequeñas y no aparecen en general resonancias diferenciadas. Los neutrones pueden recorrer distancias grandes sin sufrir colisiones, de modo que, a veces, el núcleo del reactor puede considerarse homogéneo.

En la región resonante (0.1 MeV - 1eV) las secciones eficaces de los nucleídos resonantes pueden variar enormemente dentro de un grupo de energía. Esta región requiere un tratamiento especial, que da como resultado la generación de tablas de secciones eficaces efectivas como función de la temperatura y de la sección eficaz de dispersión potencial para cada isótopo resonante. Por interpolación en dicha tabla se obtienen los datos de cada problema particular.

En la región térmica (1 eV - 0 eV) el movimiento térmico de los átomos de moderador, así como el efecto de sus uniones químicas, resulta importante en la descripción de la dispersión. Es importante en esta región disponer de un espectro suficientemente preciso, para obtener las secciones eficaces térmicas correctas.

En cuanto a la variable angular, para pequeños sistemas en los que la hipótesis de isotropía es válida, se utiliza el método de las probabilidades de colisión, que es numéricamente sencillo e incluye integración en el ángulo. La anisotropía en la dispersión se puede incluir, hasta primer orden, a través de la llamada corrección de transporte en la sección eficaz de dispersión.

Para sistemas intermedios, puede ser de interés utilizar el método S_N o de ordenadas discretas, en el cual la ecuación de transporte se resuelve sólo para un cierto número de direcciones discretas, cada una de ellas con un peso adecuado. También se usa el método P_L de desarrollo en esféricos armónicos para representar la dependencia angular. Bajo ciertas condiciones, y usando la aproximación P_1 (P_L con $L = 1$), la ecuación de transporte se transforma en la llamada ecuación de difusión, más sencilla que la anterior, y aplicable para sistemas grandes, tales como el núcleo completo del reactor.

A modo de ejemplo, consideremos el caso estacionario, para un medio infinito y homogéneo. La ecuación de transporte para ese caso puede escribirse de la siguiente forma [1.16]:

$$\Sigma_r(E)\Phi(E) = \int_0^\infty dE' \left[\sum_j \chi_j'(E) \nu_j \Sigma_f'(E') + \Sigma_s(E' \rightarrow E) \right] \Phi(E')$$

Utilizando una estructura discreta de energías, integrando la ecuación previa en cada grupo de energía, y tomando en cuenta la existencia de j nucleídos fisionables, se obtiene la siguiente expresión:

$$\Sigma_{t9} \Phi_g = \sum \left[\sum_j \chi_{g^j} \nu^j \Sigma_{fg^j} + \Sigma_{gg'} \right] \Phi_{g'} \quad (7)$$

donde:

$$\Sigma_{t9} = 1 / \Delta E_g \cdot \int_{E_g}^{E_{g+1}} \Psi(E) \Sigma_t(E) dE$$

$$\nu^j \Sigma_{fg^j} = 1 / \Delta E_g \cdot \int_{E_g}^{E_{g+1}} \Psi(E') \nu^j \Sigma_{f^j}(E') dE'$$

$$\Sigma_{gg'} = 1 / \Delta E_{g'} \cdot \int_{E_g}^{E_{g+1}} dE \int_{E_g}^{E_{g+1}} \Psi(E') \Sigma_s(E' \rightarrow E) dE'$$

siendo $\Psi(E)$ una función de peso adecuada para el problema a resolver, que debe ser lo más parecida posible al espectro real $\Phi(E)$, precisamente la incógnita del problema.

Reemplazando ν_j por ν_j/k , donde k es el factor de multiplicación definido anteriormente, la expresión (7) es una ecuación de autovalores.

Suponiendo un único espectro de fisión (ver, por ejemplo, [1.12]), se obtiene para k la siguiente expresión:

$$k = \sum_{g=1}^G \nu \Sigma_{fg} \Phi_g / \sum_{g=1}^G \Sigma_{ag} \Phi_g$$

es decir, una relación sencilla entre la producción de neutrones y la desaparición de los mismos por absorción.

1.6 EL CÓDIGO DE CELDA WIMS.

1.6.1 GENERALIDADES.

El código de celda WIMS (Winfrith Improved Multigroup Scheme) resuelve la ecuación de transporte utilizando un tratamiento multigrupo en la variable energética, y

ha sido concebido para resolver el problema del cálculo de celdas de reactores para una amplia gama de tipos de reactores térmicos. Provee a su salida un mapa espacial y energético del flujo neutrónico en el sistema, consistente con las aproximaciones utilizadas, las tasas de reacción para la celda, y el autovalor de la ecuación de transporte, calculado con un modelo sencillo. Provee asimismo las secciones eficaces promediadas en la celda, corregidas por fugas si se lo requiere, las cuales pueden ser directamente usadas en un cálculo global de reactor.

La biblioteca de datos nucleares asociada a este código contiene datos de parámetros nucleares y secciones eficaces para un conjunto de alrededor de cien nucleídos, elementos o materiales, dados en una estructura de 69 grupos de energía en el rango de 0 a 10 MeV, que puede ser modificada por el usuario.

Los modelos geométricos que contiene están particularmente orientados a describir geometrías más o menos complicadas de elementos combustibles de barras o placas, ordenadas en forma de redes regulares o agrupamientos o manojos de ellas, rodeadas de una amplia variedad posible de moderadores [1.19].

1.6.2 BREVE DESCRIPCIÓN DE LOS MODELOS Y MÉTODOS UTILIZADOS EN WIMS.

1.6.2.1 La biblioteca de secciones eficaces.

Las bibliotecas básicas de datos nucleares construidas con valores provenientes de mediciones o evaluaciones realizadas utilizando modelos teóricos, contienen datos de secciones eficaces y otros parámetros nucleares con un enorme detalle en energías (típicamente 200 000 puntos). Existen en el mundo varias bibliotecas básicas de datos nucleares, y varios sistemas de computación que permiten, a partir de ellas, construir las bibliotecas de trabajo que requieren los diversos códigos utilizados en el cálculo de los reactores nucleares, utilizando espectros de condensación dependientes del tipo de reactor que se desea modelar con ese código. Estas bibliotecas de trabajo contienen los datos nucleares en un número de grupos de energía que varía entre algunas decenas y un par de centenas. Cuanto mayor es el número de grupos de energía de la biblioteca de trabajo, menor es la importancia del espectro utilizado para obtenerla, y más amplia la gama de problemas que se puede abordar con ella. Existe un compromiso entre la versatilidad de la biblioteca (directamente relacionada con el número de grupos de energía) y la duración (y simplicidad) del cálculo que se realiza con los datos que contiene.

La biblioteca de WIMS se construyó originalmente a partir del sistema UKAEA NDF (United Kingdom Atomic Energy Agency Nuclear Data File) británico. Cubre el rango de energías de 0 a 10 MeV; está dividida en 69 grupos de energía en cada uno de los cuales están dados los parámetros nucleares de interés de cada uno de los isótopos que contiene. Este número de grupos de energía resulta suficiente para obtener secciones eficaces o constantes efectivas de la celda que resulten independientes del espectro de peso utilizado para generarlas, cuando se trata de reactores térmicos.

Los 14 grupos de energía rápidos, por encima de los 9.118 keV reproducen valores medidos para reactores de agua liviana adecuadamente. Los 13 grupos intermedios o resonantes, entre 4 eV y 9.118 keV contienen secciones eficaces dependientes no sólo de la composición, sino también de la temperatura y de la geometría del sistema. Los 42 grupos térmicos, por debajo de 4 eV, máxima energía

para la cual el movimiento térmico del moderador es importante, incluye la resonancia de las secciones eficaces de fisión en 0.3 eV para el Pu^{239} y en 1.13 eV para el U^{235} .

Existen cuatro nucleídos cuyas matrices de dispersión térmicas están dadas en forma particularmente detallada en la biblioteca: hidrógeno, deuterio, oxígeno y carbono, haciendo uso de la aproximación P_1 antes mencionada. Estos elementos son los moderadores más comunes, y es por esa razón que las secciones eficaces de dispersión de un grupo de energía a otro, o matrices de dispersión, se dan con una aproximación mejor que la requerida para el resto de los nucleídos. Todos los demás materiales, entonces, tienen matrices de dispersión sencillas, construidas con un modelo para gases en la región térmica, y evaluadas para ciertos valores de temperatura. Para cualquier otra temperatura, los datos se obtienen por interpolación lineal.

Con la ayuda de WILMA [1.3], es posible realizar además diversas operaciones con la biblioteca de datos nucleares de WIMS, modificando (por condensación) el número de grupos de energía en el cual se dan los datos, agregando o quitando nucleídos, modificando parcial o totalmente datos de alguno de ellos, haciendo impresiones parciales o globales, y convirtiendo de formato de texto a binario y recíprocamente. La biblioteca que genera WILMA con las modificaciones especificadas, tiene el formato requerido por WIMS, de modo que su uso es directo.

1.6.2.2 El cálculo de transporte.

Aún cuando es posible resolver la ecuación de transporte en 69 grupos de energía, no siempre se requiere un detalle energético tan grande; aún en la primera etapa es posible resolver el problema utilizando una estructura de grupos de energía algo menor; habitualmente unos veinte grupos de energía son suficientes. Para los cálculos de reactor, que corresponden a la segunda etapa, dos a tres grupos son suficientes, y no más de ocho si se necesita un cálculo más detallado. WIMS está concebido de modo tal que, en la primera etapa, en la estructura de grupos de energía de su biblioteca, resuelve la ecuación de transporte para una geometría simplificada de la celda característica del problema. De esta etapa, o "cálculo inicial a 69 grupos de energía", se obtiene un espectro para cada región. Dicho espectro servirá, en el paso siguiente, como función de peso para condensar las secciones eficaces, usando expresiones del tipo de la indicada en la ecuación (6), para obtenerlas en una estructura energética menos detallada, con grupos más "anchos".

El "cálculo principal de transporte" consiste en resolver la ecuación de transporte para la geometría real de la celda, utilizando las secciones eficaces de cada una de las regiones obtenidas en el paso anterior, eventualmente condensadas a menos grupos de energía, utilizando la solución diferencial (método S_N) o la solución integral (método de probabilidades de colisión). Los métodos utilizados son espacialmente unidimensionales, excepto en este último caso, para el cual existe además una opción detallada bidimensional.

En lo que se refiere al cálculo de fugas, existen varios métodos incorporados en el código WIMS que permiten corregir los resultados obtenidos para redes infinitas, teniendo en cuenta el tamaño finito del reactor real, es decir, contabilizando de algún modo los neutrones que escapan del sistema. Los cálculos de fugas se realizan para la celda homogeneizada, en la misma estructura de grupos de energía que la elegida para el cálculo principal de transporte. La solución para el flujo con fugas puede encontrarse ya sea utilizando la teoría de difusión, que es una simplificación de la de transporte, o bien el método B_1 . Este último método consiste en descomponer el flujo neutrónico en una componente puramente espacial, de forma exponencial, y otra que contiene la

dependencia energética. El resultado de esta etapa es la obtención de secciones eficaces de la celda pesadas con un espectro que toma en cuenta las fugas, y que son las secciones eficaces que se usan como datos de entrada para un cálculo de reactor global.

Es posible también obtener tasas de reacción teniendo o no en cuenta las fugas.

El diagrama que se muestra en la figura 1.3 representa esquemáticamente la secuencia de cálculos que realiza el código.

El detalle teórico de los métodos utilizados en cada una de las etapas del cálculo se encuentra en las referencias.

Los resultados fundamentales que se obtienen son las secciones eficaces de los materiales que constituyen la celda, así como la distribución de flujo neutrónico en función de la composición isotópica del combustible. Es posible obtener, asimismo, las tasas de reacción para las distintas reacciones.

1.6.3 LÍMITES DE APLICABILIDAD DEL CÓDIGO.

Como ya se ha señalado, WIMS permite resolver celdas correspondientes a reactores térmicos.

a.- La limitación de su uso para reactores térmicos proviene esencialmente de su biblioteca de datos nucleares, concebida para describir las fisiones que tienen lugar a energías térmicas, tanto por los nucleídos que contiene, como por el número y la estructura de grupos de energía.

La biblioteca contiene 101 nucleídos o variantes de ellos (distintas evaluaciones de un mismo elemento), pero, como mencionamos anteriormente, utilizando WILMA es posible agregar tantos nucleídos nuevos como se desee, sin ninguna modificación al código mismo.

b.- La otra limitación consiste en la geometría del problema que se desea resolver. El código incluye básicamente las siguientes posibilidades:

- barras de combustible cilíndrico o en forma de placa, representando una red infinita de elementos iguales,
- eventual existencia de no-uniformidades axiales del combustible en el caso anterior,
- agrupamientos representando un manojo de combustible o una macrocelda, con regiones anulares homogeneizadas,
- manojos de combustible o superceldas con una solución de transporte bidimensional explícita.

Es posible resolver el problema del cálculo de celda para cualquier configuración geométrica que se pueda describir con alguno de estos modelos, o que se pueda modelar en forma aproximada de manera de asimilarse a alguno de ellos.

Como consecuencia, es posible resolver el problema para celdas o macroceldas que contengan elementos de control (absorbentes fuertes) u otras heterogeneidades como cajas o marcos conteniendo el combustible, característicos por ejemplo en el caso de reactores de experimentación.

1.7 REFERENCIAS:

- [1.1] "The heterogeneous response method applied to couple average pin cell and bulk moderator in cluster geometry". A. M. Lerner, R. J. J. Stamm'ler. Ann. Nucl. Energy, Vol 13, N° 3. (1986).
- [1.2] "ALFIN: Un programa para resolver la ecuación de transporte en celdas de agua pesada". R. Calabrese, A. M. Lerner y C. Notari. I.T. 1015/91 y I.T.1017/91. CNEA (1991).
- [1.3] "WILMA: WIMS Library Management. Descripción y manual de uso". J. Babino, A. M. Lerner, R. J. J. Stamm'ler. CNEA RE-CA 79-10 (1979) y también NEA Data Bank, Serie IAEA 0946/01 y /02 (1988).
- [1.4] "WIMS LIBRARY UPDATE PROJECT. First Stage. Second Version". Report submitted to the Coordination of the Project, IAEA, 1991. (I.T. 1064/91. CNEA. Ana María Lerner.
- [1.5] "Update of the WIMS-D4 Nuclear Data Library . Status Report of the IAEA. WIMS Library Update Project". Compiled by S. Ganesan. Dec. 1993. INDC(NDS)-290.
Participantes por Argentina: A. M. Lerner y F. Leszczynski.
- [1.6] "HERMET: Desarrollo de un código de Cálculo neutrónico integral para los elementos combustibles tipo MTR". Primera parte. Carlos Lecot. (Junio 1986). Segunda parte: Flavio Guist. (Junio 1987). Instituto Balseiro. CAB. CNEA. E. A. Villarino. (Noviembre 1987).
- [1.7] "CONDOR: Código de Cálculo Neutrónico para la Resolución de Elementos Combustibles Nucleares. Trabajo para optar al título de Doctor en Ingeniería Nuclear. Instituto Balseiro, 24 de agosto de 1992. E. A. Villarino.
- [1.8] "HUEMUL: A two dimensional multigroup collision probability code for general geometries". R. Calabrese, C. Grant. Ann. Nucl. Energy. Vol 18 N°2 (63-73) 1991.
- [1.9] "Código de celda WIMS-D/4. Versión PC. Implementación de una versión mejorada realizada en CNEA". R. Bustamante, A. M. Lerner, J. Fink. I.T. 1040/94 CNEA. Presentado para ser incorporado en NEA Data Bank.
- [1.10] "POS_WIMS: Module belonging to MTR_PC 2.0 system to perform neutronic, thermalhydraulic and shielding calculations on Personal Computers". IX Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo- hidraulica. 25-29 Octubre de 1993, Caxambu, Minas Gerais, BRASIL. Eduardo Villarino, Pablo Abbate, Osvaldo Lovotti, Carlos Lecot.
- [1.11] "Nuclear Reactor Analysis". J. Duderstadt y L. Hamilton. J. Wiley & Sons (1976).
- [1.12] "The Physical Theory of Neutron Chain Reactors". A. Weinberg y E. Wigner. The University of Chicago Press (1958);
- [1.13] "Ingeniería de Reactores Nucleares". Samuel Glasstone y Alexander Sesonske. Reverté 1975.
- [1.14] "Heavy Water Reactors". Bibliographical Series N° 37. IAEA 1970.
- [1.15] "Nuclear Energy". Raymond Murray. Pergamon Press 1984.
- [1.16] "Nuclear Reactor Theory". G. Bell y S. Glasstone. Van Nostrand Reinhold Company (1970).

- [1.17] "Nuclear Reactor Analysis". A. F. Henry. The MIT Press (1975).
- [1.18] "Methods of Steady State Reactor Physics in Nuclear Design". R. J. J. Stamm'ler - M. J. Abbate. Academic Press (1983).
- [1.19] "A General Description of the Lattice Code WIMS". J. R. Askew et al. JBNES. Oct. 1966.

FIGURA 1.1: Distribución porcentual típica de fragmentos de fisión en función de su número de masa.

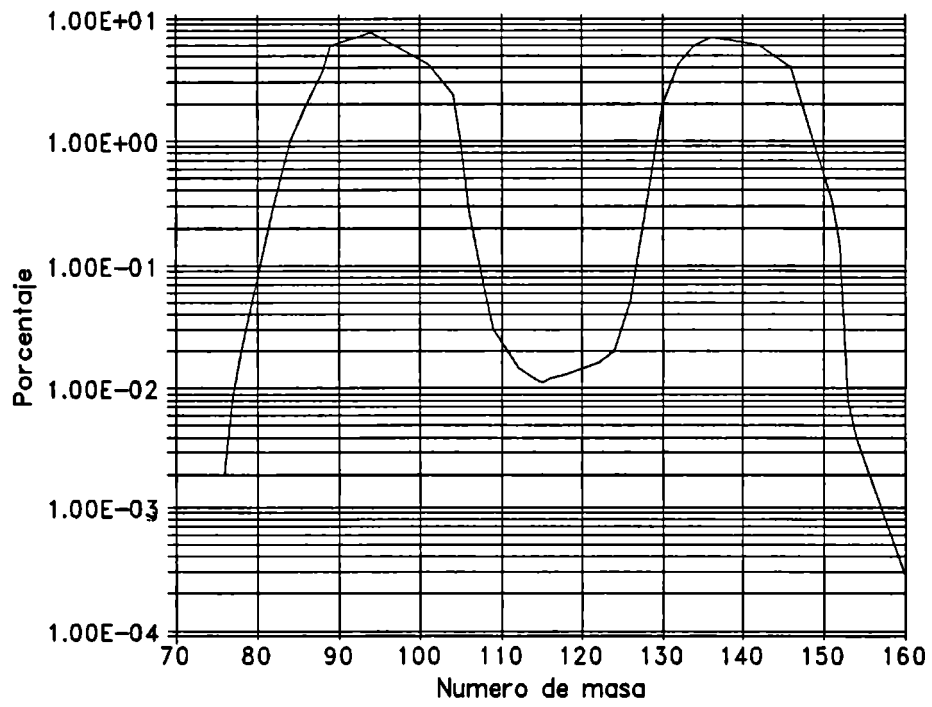


FIGURA 1.2: ESQUEMA DE UN REACTOR TIPO HWR

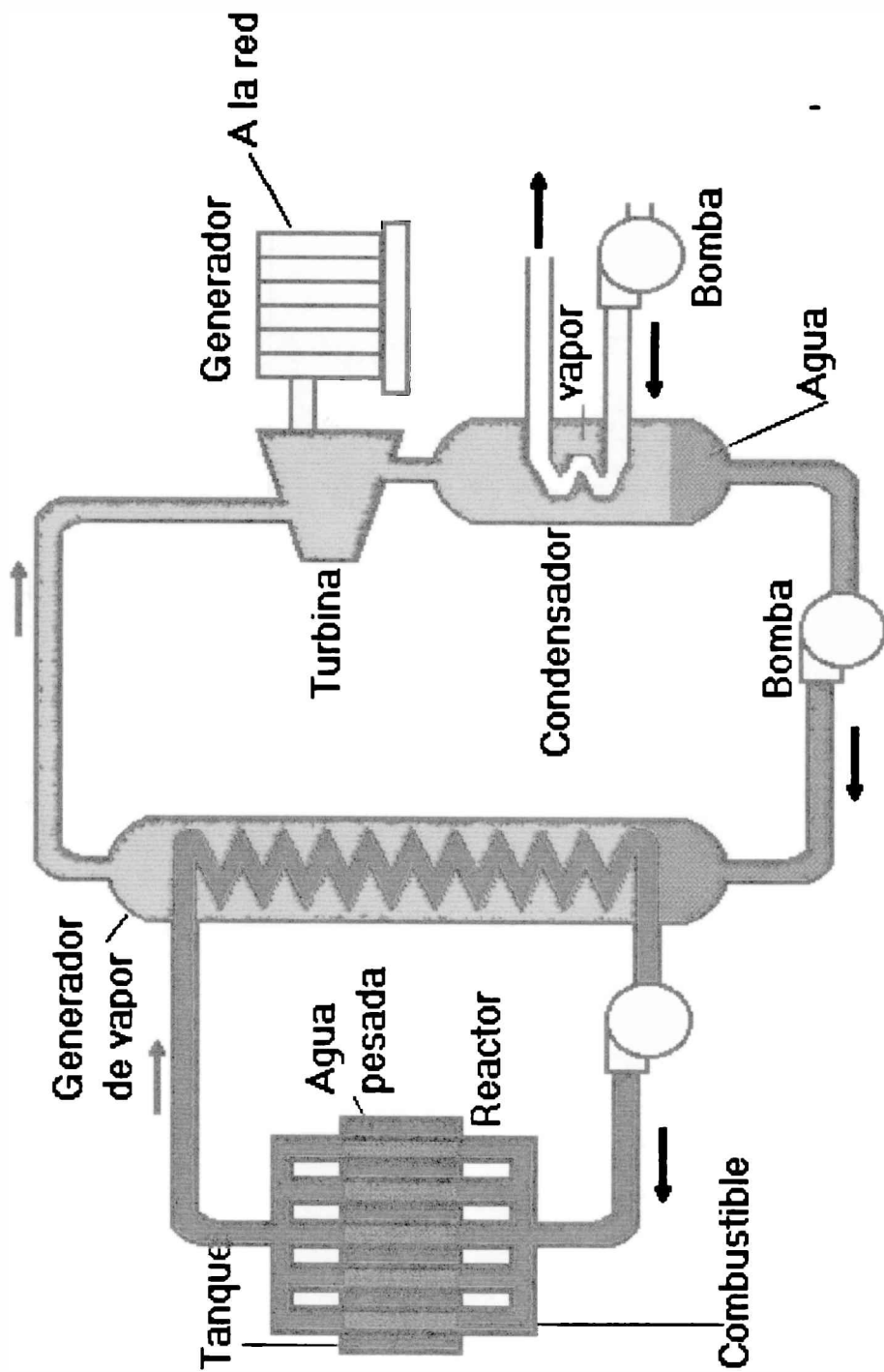
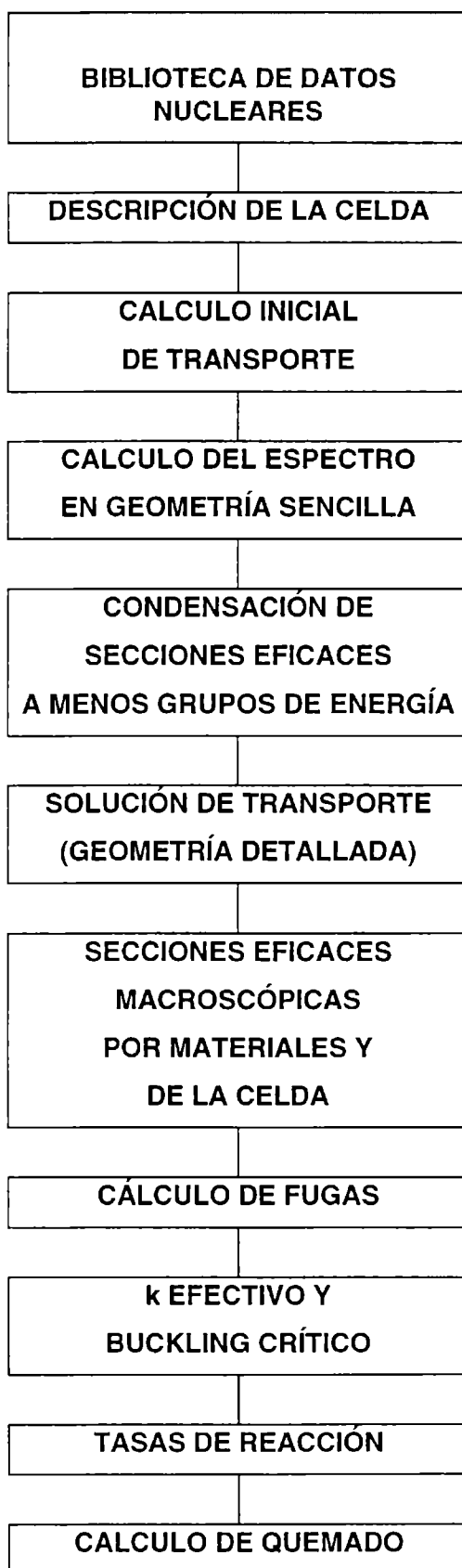


FIGURA 1.3 - Diagrama de flujo del código WIMS.



2. DISEÑO.

2.1 ESPECIFICACIÓN DE LOS PRINCIPALES PARÁMETROS DE DISEÑO.

Un objetivo fundamental del cálculo de un reactor nuclear es encontrar la distribución espacial y en energías del flujo neutrónico y el factor de multiplicación efectivo en el núcleo del reactor. Este cálculo interesa tanto en situaciones nominales (estacionarias o transitorias) a lo largo de toda su vida útil, como en situaciones accidentales postuladas.

De estos parámetros, y de las secciones eficaces efectivas de los materiales presentes, vinculadas con ellos, dependen, en forma más o menos directa, algunas características importantes del reactor: la reactividad del núcleo, los coeficientes de reactividad (variaciones de la reactividad con algún parámetro), el valor en reactividad de los elementos de control (diferencia entre la reactividad del núcleo con un dado elemento de control insertado y sin él), la distribución espacial de potencia y la potencia total del reactor. En los casos de transitorios operacionales y de accidentes, interesa determinar las evoluciones temporales de esos parámetros.

La tasa de combustible consumido o "quemado", (modificada su composición isotópica después de producida la fisión y liberada la energía) es un parámetro importante a evaluar para una dada producción de energía.

En el caso de los reactores HWR, el recambio de combustible, es decir, la sustitución de combustible quemado por fresco o de menor quemado, se hace "en potencia", durante la operación. La frecuencia de recambio depende del tipo de combustible y de la potencia a generar, garantizando que en todo momento el núcleo esté supercrítico, con un exceso de reactividad que toma valores dentro de una banda; dicho exceso de reactividad se compensa con la inserción de los mecanismos de control. Cuando el exceso de reactividad del núcleo es menor que el mínimo de la banda para valores normales de inserción de barras, es necesario realizar un recambio. El reactor como un todo, en operación estacionaria, está crítico en todo momento.

Una vez fijado el objetivo primordial del reactor, por ejemplo la producción de energía, y establecido el tipo de reactor, por ejemplo HWR, se define su configuración general, así como la naturaleza del combustible, el refrigerante y el moderador. Normalmente se tratará de un reactor heterogéneo, para el cual es necesario definir la geometría, composición isotópica y cantidad de combustible necesarios para generar la potencia requerida. Son parámetros de diseño la composición y el grado de enriquecimiento del combustible, forma, tamaño y número de los elementos combustibles, composición y espesor de las vainas, relación volumétrica de combustible a moderador, temperaturas de operación, etc. La dimensión del reactor está relacionada con estos parámetros, y de ellos depende la distribución del flujo neutrónico.

Para los reactores de agua presurizada (refrigerados a agua liviana o pesada), el material preferido para el combustible es dióxido de uranio, envainado en una aleación de zirconio (zircaloy).

Las dimensiones del combustible están determinadas como una relación de compromiso entre varios factores. Entre éstos podemos mencionar la generación de densidades de potencia tan altas como resulte compatible con:

- una relación costo (total del combustible) - beneficio (en potencia generada) lo más favorable posible, de modo de lograr el mejor aprovechamiento del combustible;
- una adecuada extracción de calor dentro del elemento combustible, a fin de garantizar la refrigeración necesaria para que no se sobrepasen los límites de temperatura para los distintos componentes (combustible propiamente dicho y vaina).

Está claro que un límite máximo para la temperatura de combustible, es el punto de fusión del dióxido de uranio; el límite real, sin embargo, es menor, debido a que deben evitarse asimismo otros fenómenos que podrían implicar la destrucción de las vainas, como ser la reacción zircaloy-agua del refrigerante, que produce su fragilización y posible ruptura.

El espaciado de los elementos combustibles, o paso de la red, está vinculado, entre otros factores, con el tamaño global del reactor y el caudal de agua necesario para evacuar el calor generado, así como con el material elegido como moderador.

Como ya se ha señalado, en la primera etapa del cálculo de un reactor nuclear, es necesario elaborar un modelo que represente la "celda" de combustible. La validez de los resultados que se obtienen depende en gran medida del modelo geométrico que se proponga y del conjunto de opciones seleccionadas para el caso.

Para caracterizar la celda se deberán conocer las dimensiones y distribución espacial del material combustible, de las vainas, del refrigerante y los materiales estructurales, así como también el paso de la red que se relaciona con la cantidad de moderador asociado a cada elemento combustible. También es necesario conocer las composiciones químicas e isotópicas y las temperaturas de cada uno de los materiales.

A medida que el combustible se va "quemando", es decir, transformándose como consecuencia de las fisiones, se hace necesario recalcular la distribución de flujo neutrónico y demás parámetros asociados de la celda de combustible. La composición isotópica del combustible en función del tiempo se obtiene como solución del sistema de ecuaciones de decaimiento, incluidas en esta etapa del cálculo.

En este capítulo se han seleccionado experiencias realizadas en celdas con combustible cuya composición isotópica es conocida a priori, o bien porque se trata de combustible fresco, de uranio natural, o bien dicha composición isotópica ha sido evaluada previamente por métodos experimentales, de modo que estos cálculos resultan independientes del grado de detalle en la descripción de las cadenas de decaimiento de los diferentes nucleidos, es decir, no involucran el quemado. Por las mismas razones, se ha incluido el cálculo de las experiencias pertenecientes a la etapa de arranque y comisionamiento de las centrales argentinas de potencia, en que el combustible es fresco.

Dado el objetivo de este trabajo, se trata, en todos los casos, de redes refrigeradas y moderadas con agua pesada, con combustible de uranio natural, o levemente enriquecido. Debe señalarse que, en este último caso, éste fue el primer conjunto de cálculos realizados con WIMS para ese tipo de combustible, de obvio interés a la luz del programa de introducción de uranio levemente enriquecido en la Central Nuclear de Atucha I.

En todos aquellos casos en los que fue necesario hacer también un cálculo de reactor, se ha utilizado sistemáticamente el código PUMA. Éste es un código íntegramente desarrollado en CNEA [2.1], que permite encontrar la solución de la ecuación de difusión tridimensional (simplificación de la ecuación de transporte de neutrones) para todo el núcleo del reactor, resolviendo la segunda etapa del cálculo

global de un reactor nuclear. Dicho código ha sido utilizado exitosamente en una gran diversidad de situaciones; en particular, en la actualidad, se utiliza en forma rutinaria en la gestión de combustible de los reactores de las Centrales Nucleares de Atucha I y Embalse.

2.2 EXPERIENCIAS CON COMBUSTIBLE FRESCO.

2.2.1 EXPERIENCIAS EN LA FACILIDAD CRÍTICA ZED-2.

Se calcularon con el código WIMS algunos parámetros de celda correspondientes al combustible del tipo del reactor canadiense de BRUCE, a fin de comparar los valores calculados con los medidos en la facilidad canadiense crítica (de potencia cero) ZED-2 [2.2], [2.3].

Este combustible es particularmente interesante por el hecho de que es del tipo CANDU, como nuestra Central Nuclear Embalse. El mismo está constituido por 37 barras cilíndricas, distribuidas en cuatro anillos concéntricos que contienen, del centro a la periferia, una, seis, doce y dieciocho barras respectivamente, rodeadas por un tubo de calandria y un tubo de presión.

Las mediciones corresponden a los casos de "refrigerante agua pesada" y de "refrigerante aire" (en que se ha reemplazado el agua pesada por aire simulando el caso accidental extremo de pérdida total de refrigerante), y se obtuvieron valores por anillo de barras y, cuando corresponde, en el tubo de calandria.

Los parámetros calculados son: la reactividad ρ del estado crítico experimental, la tasa de fisiones rápidas (δ), el factor de conversión (C), la tasa de fisiones del U^{235} y como índices del espectro neutrónico: el cociente lutecio-manganeso $\{R(Lu/Mn)\}$ y la activación del cobre, dados también por anillo de barras y para el tubo de calandria, en el caso en que corresponde. Dichos parámetros se definen a continuación.

En lo sucesivo, utilizaremos el concepto de reactividad además del de factor de multiplicación, ya definido, con el sentido de apartamiento relativo del factor de multiplicación, respecto de la unidad, es decir:

$$\rho = (k - 1) / k$$

Usaremos indistintamente como "unidades" de reactividad, el pcm (10^{-5}) o el mili-k o mk ($10^{-3} = 100$ pcm). En el estado crítico, el factor de multiplicación es igual a la unidad, y por lo tanto la reactividad es cero.

Recordemos que la tasa de fisiones rápidas δ se define como el cociente entre las fisiones del U^{238} y las del U^{235} , de modo que es una medida de las fisiones rápidas, que representan sólo una pequeña fracción de todas las fisiones.

El evolución de la reactividad en un reactor con combustible de uranio natural depende fuertemente de la producción de Pu^{239} formado por captura neutrónica del U^{238} . Es por lo tanto importante calcular en forma confiable algún parámetro relacionado con las capturas del U^{238} . Un parámetro adecuado es el factor de conversión C , definido como la relación entre las capturas del U^{238} y las fisiones del U^{235} .

Es posible obtener información acerca de la forma del espectro neutrónico en el rango de energías térmicas, a partir de la actividad relativa del Lu y el Mn. Esto es así

debido al diferente comportamiento de las secciones eficaces de estos dos materiales: el Lu^{176} tiene un comportamiento muy apartado de una variación tipo $1/v$ en sus secciones eficaces en el rango térmico, y una gran resonancia en 0.142 eV, mientras que el Mn^{55} es un absorbente esencialmente $1/v$ hasta energías del orden de algunos eV. La actividad relativa de ambos puede ser calculada con WIMS como el cociente entre las tasas de absorción de uno y otro.

En cuanto a la actividad del Cu^{67} , ésta es casi directamente proporcional al flujo térmico, con lo cual es posible calcularla con WIMS directamente como la tasa de absorción de dicho elemento.

Los cocientes entre valores calculados y medidos de los distintos parámetros anillo por anillo del elemento combustible, para el combustible promediado y, cuando corresponde, para el tubo de calandria y para el promedio en el moderador, se muestran en las Tablas 2.1 y 2.2.

Para la reactividad del estado crítico (teóricamente nula), y utilizando las secciones eficaces a dos grupos producidas por WIMS en un cálculo de reactor con PUMA, se obtuvo un valor de 3 pcm [2.4], lo que representa en la práctica un acuerdo total.

2.2.2 EXPERIENCIAS CON CELDAS DE URANIO LEVEMENTE ENRIQUECIDO Y AGUA PESADA EN LA FACILIDAD CRÍTICA DCA.

Con el objeto de facilitar la comprensión de los cálculos realizados, se resumen algunos conceptos útiles para la interpretación de los resultados que se muestran en lo que sigue.

Bajo ciertas condiciones, es posible expresar el flujo neutrónico independiente del tiempo, como un desarrollo en serie de términos, de la siguiente forma:

$$\Phi(x,E) = \sum_{n \text{ impar}} A_n \cdot \cos B_n(x)$$

La componente n-ésima de la fuga de neutrones hacia afuera del reactor es proporcional a B_n^2 . El cuadrado del factor de primer orden, B_1^2 , ya mencionado en 1.6.2.2, se conoce con el nombre de "buckling" del sistema, y se suele identificar con el símbolo B^2 (sin subíndice). Tomemos a modo de ejemplo el caso de un reactor homogéneo en geometría plana, aunque las conclusiones serán válidas en general. Para ese caso, el flujo en el estado crítico satisface la ecuación:

$$\frac{d^2 \phi}{dx^2} + B^2 \phi = 0$$

De esta ecuación sencilla se observa que B^2 resulta proporcional a la laplaciana del flujo neutrónico, es decir, es una medida de la curvatura del mismo. Si el reactor es infinito y homogéneo, B^2 vale cero y no hay fugas al exterior.

Se han realizado mediciones en celdas tipo CANDU de 28 barras, moderadas con D_2O y refrigeradas con H_2O , D_2O y aire, distribuídas formando una red cuadrada, en

la facilidad crítica japonesa de agua pesada DCA (Deuterium Critical Assembly), en los años 1976 y 1987 [2.5], [2.6].

En las experiencias que se analizan en este párrafo, se han hecho mediciones de "buckling" en celdas de 28 barras, dispuestas en anillos concéntricos, con combustible de uranio natural y levemente enriquecido.

A fin de evaluar la confiabilidad de los resultados que produce el código WIMS en redes de agua pesada con combustible de uranio levemente enriquecido, se han seleccionado para las comparaciones entre valores calculados y medidos las configuraciones de referencia, correspondientes a núcleos uniformes, ya que son las más sencillas de modelar, evitando posibles errores de interpretación de datos; el enriquecimiento elegido es de 1.2% en peso de U^{235} y los pasos de red son de 22.5 y 25.0 cm [2.7].

Dado que no era posible experimentalmente vaciar de refrigerante las celdas a analizar, se simularon las diversas fracciones de vacío sustituyendo el agua pesada original del refrigerante, por otros materiales con propiedades neutrónicas equivalentes a las que existirían si el vacío fuera real. A los efectos de nuestros cálculos, dado que el vacío de refrigerante está representado experimentalmente por materiales con composiciones isotópicas dadas, lo hemos representado explícitamente con esas composiciones, sin analizar su equivalencia con el vacío real, dada por los autores de los experimentos. Los datos de entrada para WIMS se muestran en el Apéndice 2.1.

Las diversas fracciones de vacío de refrigerante se han simulado entonces, de igual modo que en las experiencias, como muestra la Tabla 2.3.

En la misma tabla figuran también las distintas densidades de refrigerante correspondientes a cada caso. El moderador es, en todos los casos, agua pesada, y las experiencias se realizaron a temperatura ambiente. La composición del combustible se muestra en la Tabla 2.4.

Los valores medidos para el buckling del estado crítico se muestran para cada caso en la Tabla 2.5.

Las Tablas 2.6 y 2.7 muestran para cada paso de red los resultados obtenidos, teniendo en cuenta la posible variación del buckling debida a errores de medición que figuran en la Tabla 2.5.

Se ha elegido una estructura de 26 grupos de energía para el cálculo principal de transporte, pero los resultados no difieren significativamente si se elige una estructura algo menos detallada (de 18 grupos).

Se eligieron diferentes opciones para el cálculo principal de transporte. En particular se compararon los resultados de utilizar el método de probabilidades de colisión unidimensional (llamado PERSEUS en WIMS), es decir, cilindrizando la celda, con el de probabilidades de colisión bidimensional, con el detalle geométrico explícito de las barras dispuestas en anillos concéntricos (llamado PIJ). En ambos casos se utilizó la corrección de transporte para dar cuenta de la anisotropía en primer orden (correspondiente a la opción DIFFUSION 2). En ambos casos los resultados son muy satisfactorios tanto en los casos refrigerados con agua pesada y sin refrigerante para los dos pasos de red. Esos valores son similares a los que se obtuvieron en experiencias análogas en redes de uranio natural.

Para una estimación de la variación de la reactividad cuando se vacía de refrigerante (coeficiente de reactividad por vacío), la opción PIJ muestra un acuerdo con las mediciones que es levemente mejor que el que provee PERSEUS.

En cuanto al cálculo del coeficiente de difusión, el método de Benoist, más sofisticado que el usual, ya que trata las regiones vacías de una manera más precisa,

debería dar mejor acuerdo con la experiencia que el de difusión con corrección de transporte. Para el paso de red 22.5 cm, sin embargo, en todos los casos refrigerados con agua pesada y aire, se observa una subestimación del factor de multiplicación, mientras que la predicción de dicho factor es mejor cuando se trata de agua liviana. Para el paso de red de 25 cm se observa una sobreestimación en la predicción del factor de multiplicación efectivo para refrigerante agua liviana, cualquiera sea el método de cálculo del coeficiente de difusión utilizado, mientras que para agua pesada mezclada con agua liviana y para aire, el método de Benoist predice mejores valores. En todos los casos, sin embargo, los valores calculados están comprendidos en la banda de valores medidos, determinada al considerar los errores de medición del buckling crítico.

Debe señalarse que las diferentes opciones de cálculo para el coeficiente de difusión modifican el valor del factor de multiplicación efectivo, y no el infinito, es decir, involucran las fugas. Esto significa que para los reactores de mayor tamaño, en los cuales las fugas son menos importantes que en los más pequeños, las diferencias en el factor de multiplicación efectivo producidas por elegir una u otra opción de cálculo de dicho coeficiente, serán más pequeñas que en el caso aquí analizado.

En cuanto al cálculo B_1 , éste es más preciso que la corrección de transporte diagonal, aunque las diferencias entre ambos no son demasiado importantes, no superando los 0.6 mk. Las tablas muestran los resultados del cálculo con B_1 solamente, por simplicidad.

Excepto para refrigerante agua liviana, (o agua pesada mezclada en una proporción importante con agua liviana), caso en el que la discrepancia entre los resultados obtenidos y las mediciones sugieren la necesidad de revisar sus datos nucleares (lo cual excede el objetivo de este trabajo), WIMS predice correctamente la criticidad, con un error menor que 5 mk, cuando se utilizan las opciones de cálculo indicadas.

De los cálculos realizados se puede observar que los errores de medición del buckling crítico producen variaciones en el factor de multiplicación efectivo de hasta 6 mk, en muchos casos superior a la variación producida por elegir una u otra opción de cálculo. En otras palabras, los valores calculados están dentro de la banda determinada por los valores medidos y sus errores correspondientes. Además, es de esperar que estas variaciones sean menores en los reactores de mayor tamaño, en los que las fugas son menos significativas. Debe señalarse que, aún en las referencias de los experimentos, surgen diferencias apreciables en el valor del buckling material para un mismo caso, medido con la misma metodología pero en diferentes momentos, lo cual es un indicio de la imprecisión de los experimentos.

2.3 EXPERIENCIAS CON COMBUSTIBLE FRESCO EN REACTORES DE POTENCIA.

En este párrafo se considerarán las experiencias con combustible fresco realizadas en las dos centrales argentinas de potencia actualmente en operación: la Central Nuclear Atucha I (CNA1) y la Central Nuclear Embalse (CNE). Existe una tercera central en construcción, la Central Nuclear Atucha II, con un diseño equivalente al de la CNA1, que no será descripta aquí.

El reactor de recipiente de presión del tipo HWR de la Central Nuclear Atucha I está ubicado en la localidad bonaerense de Lima, y está diseñado para generar una potencia térmica de 1179 MW, y una potencia eléctrica de 335 MW netos. Fue puesto crítico por primera vez el 13 de enero de 1974 a las 06:38 horas.

El reactor HWR del tipo CANDU de Embalse pertenece a la generación de CANDU-600 de diseño canadiense y está diseñado para generar una potencia térmica de 2009 MW y una potencia eléctrica de 600 MWe. Está ubicado en Embalse de Río Tercero, provincia de Córdoba, y fue puesto crítico por primera vez el 13 de marzo de 1983 a las 15:54 horas.

2.3.1 EXPERIENCIAS EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I

2.3.1.1 Breve descripción del reactor.

Se da a continuación una breve descripción del reactor de la CNA1, detallando únicamente los datos de celda, de interés en este trabajo.

Según su diseño original, tiene 253 canales combustibles distribuidos en una red triangular de 27.2 cm de distancia entre dos canales adyacentes, lo cual da un diámetro medio equivalente del núcleo del reactor de 454.31 cm.

El refrigerante, el moderador y el reflector están constituidos por agua pesada.

El 95% de la potencia térmica se genera en los elementos combustibles. Cada uno de ellos consta de 36 barras de dióxido de uranio de 0.54 cm de radio, envainadas en zircaloy con un espesor de pared de 0.055 cm y con una longitud activa de 530 cm. En la corona exterior de barras existe además un tubo soporte de Zircaloy que no contiene combustible en su interior, cuyo espesor de pared es de 0.12 cm. La masa de UO_2 es de 174 kg por elemento combustible, correspondiendo al uranio 153.5 kg. La relación de volumen de refrigerante a volumen de combustible es de 1.6 y la de moderador a combustible de 16.4. Un esquema del elemento combustible se muestra en la figura 2.1.

En las condiciones nominales de operación del reactor, la presión media es de 115 atm, la temperatura media del refrigerante de 280 °C y la del moderador de 180 °C. La temperatura media del combustible en condiciones normales es de aproximadamente 700 °C.

Los elementos combustibles quemados se pueden retirar de los canales de combustible mediante un sistema accionado por una máquina de recambio durante la operación, y son sustituidos por elementos con combustible fresco o menos quemado. De este modo es posible operar el reactor con un exceso de reactividad pequeño, que se compensa con la temperatura del moderador y la distinta inserción de las barras de control.

Para regular y parar el reactor, se emplean un total de 29 barras absorbentes de neutrones, que se pueden introducir en el núcleo del reactor de arriba hacia abajo, con una inclinación que va entre 15 y 21° respecto del eje del reactor.

Se han calculado algunos parámetros del núcleo de la CNA1 en las condiciones existentes durante las experiencias de arranque de la Central, a potencia cero. Se trata de experiencias limpias, ya que es posible establecer una relación directa entre la variable que se modifica, como la inserción de barras de control o concentración de boro en el moderador, y la reactividad resultante, sin que intervengan otras variables que aparecen en potencia, tales como la concentración de productos de fisión, en particular el xenón, o la variación de temperatura. Los datos de entrada para WIMS se muestran en el Apéndice 2.II.

Se resumen a continuación las dos condiciones principales de las experiencias [2.8], [2.9]:

a. Núcleo frío:

- Temperatura 60 °C
- Presión 35 atm
- Concentración de D₂O 99.775% molar

b. Núcleo caliente:

- Temperatura 210 °C
- Presión 115 atm
- Concentración de D₂O 99.758% molar

La Tabla 2.8 muestra los valores calculados y medidos de los coeficientes de reactividad por concentración de boro en el moderador en frío y en caliente, a potencia cero [2.9]. Se consignan en dicha tabla los valores obtenidos a partir de un cálculo de celda con WIMS, y también los que se obtienen del correspondiente cálculo de reactor con PUMA. Cabe señalar que el cálculo de celda provee una muy buena estimación del coeficiente, sin necesidad de recurrir al cálculo de reactor, lo cual se puede observar por comparación con los resultados de las mediciones. La diferencia entre valores calculados y medidos para este coeficiente es menor que el 2% . Teniendo en cuenta que el error de medición aproximado de la concentración de boro es del orden del 15% , la incidencia de dicho error sobre el valor del coeficiente de reactividad correspondiente es mayor que la discrepancia cálculo-medición.

La Tabla 2.9 contiene el exceso de reactividad del núcleo para cada uno de esos estados y su comparación con las correspondientes mediciones.

Los valores calculados para el exceso de reactividad se obtuvieron utilizando, como es habitual, las secciones eficaces a dos grupos de energía para el combustible calculadas con WIMS, en un cálculo de reactor con PUMA.

Para comparar los valores de reactividad calculados utilizando la cadena WIMS-PUMA con los valores medidos durante estas experiencias, deben tomarse en consideración los diversos factores que inciden tanto en los cálculos como en las mediciones.

Por un lado, los valores calculados se ven afectados, como ya se ha mencionado, por las opciones seleccionadas y las modelizaciones realizadas, tanto en la etapa del cálculo de celda como en la del cálculo de reactor.

En lo referente a las mediciones, se debería disponer del detalle de los errores de medición de cada una de las magnitudes que intervienen en la evaluación de la reactividad. Por nombrar sólo a una de ellas a modo de ejemplo, el error en la medición de la concentración de boro en el moderador es del orden del 15% .

De lo que antecede se concluye que una discrepancia inferior a los 200 pcm entre los valores de reactividad calculados y medidos representa una muy buena

predicción de dicho parámetro. Agreguemos también que en la literatura especializada se considera aceptable para los reactores de potencia un error en la estimación de la reactividad inferior a los 400 pcm.

2.3.2 EXPERIENCIAS EN LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE.

2.3.2.1 Breve descripción del reactor.

Se muestran a continuación los datos básicos de diseño del núcleo [2.10]:

Número de canales de combustible	380
Paso de la red rectangular	28.575 cm
Radio interno de la calandria	379.7 cm
Radio interno de la subcalandria	337.8 cm
Longitud activa total del canal combustible (12 manojos)	594.36 cm
Radio del núcleo	314.3 cm
Espesor del reflector	65.6 cm
Temperatura de moderador y reflector	68 °C
Pureza de D ₂ O en moderador y reflector	99.75 % en peso
Elementos de control de la reactividad:	
Barras ajustadoras de cobalto	21
Unidades de control de zonas líquidas	6 (con 14 zonas líquidas)
Barras absorbedoras de cadmio	4
Barras de corte de cadmio	28
Toberas de inyección de venenos líquidos	6
Potencia térmica total	2086 MW
Potencia eléctrica	600 MW

Los datos de diseño para el canal combustible se dan a continuación:

Diámetro interno del tubo de presión	0.4343 cm
Diámetro interno del tubo de calandria	12.8956 cm

Espesor medio del tubo de calandria	0.1397 cm
Temperatura media del refrigerante	290 °C
Pureza del D ₂ O en el refrigerante	99.75 % en peso
Número de barras de combustible por manojo	37
Material combustible	UO ₂
Diámetro externo de la vaina	1.3081 cm
Espesor de la vaina	0.0419 cm
Diámetro externo de la pastilla de UO ₂	1.2154 cm
Longitud activa / total de cada manojo	48.03 / 49.53 cm
Densidad del UO ₂	1.06 g/cm ³
Masa de UO ₂ por manojo	21.326 kg
Masa de Zr por manojo	2.331 kg

Las 37 barras están dispuestas en anillos concéntricos de 1, 6, 12 y 18 elementos ubicados en círculos de radios de 0, 2.9769, 5.7506 y 8.6614 cm respectivamente.

La puesta en servicio de la Central se dividió en diferentes etapas, o fases, según el tipo de verificaciones a hacer en cada una. La etapa correspondiente al conjunto de ensayos necesarios para determinar la operabilidad eficiente y segura de acuerdo a los términos convenidos previamente por contrato, se llamó Fase B. En ella, se realizaron series de mediciones físicas consistentes en la aproximación al estado crítico y mediciones a muy baja potencia. Estos experimentos consistieron en la calibración de los mecanismos de control de reactividad, mediciones de flujo y pruebas de los sistemas de corte del reactor, y evaluación de los coeficientes de reactividad.

Se han simulado con el código WIMS las mediciones de variación de la reactividad al variar la temperatura del refrigerante y del moderador, (o coeficientes de reactividad), así como el estado de criticidad del reactor.

La Tabla 2.10 muestra los datos básicos utilizados en la modelización de la celda de Embalse para su cálculo con WIMS correspondiente a las experiencias de primera puesta en servicio.

El modelo que hemos propuesto para la celda de la CNE se describe detalladamente en la referencia [2.11]. En dicha referencia se fundamenta la elección de las opciones utilizadas, así como la malla de cálculo espacial y en energías; se muestran también en la misma, los valores obtenidos para las secciones eficaces a dos grupos de energía. El Apéndice 2.III muestra los datos de entrada para WIMS.

Se calcularon los coeficientes de reactividad por variación de la temperatura de refrigerante y la de moderador. La concentración de boro en el moderador utilizada en la experiencia es la necesaria para llevar al reactor al estado crítico. Conocido el valor en reactividad del boro, se puede calcular la variación de la reactividad producida por un cierto salto de temperatura.

La Tabla 2.11 muestra los valores calculados con la cadena de códigos WIMS-PUMA, y su comparación con las mediciones.

El acuerdo entre valores calculados y medidos, tanto para el estado crítico como para las variaciones de la reactividad con la variación de temperatura de refrigerante y moderador (o coeficientes de reactividad por variación de temperatura), es muy bueno, estando los valores calculados dentro de la banda de los valores medidos y sus errores de medición; estos últimos están dominados por el error en la medición de la concentración de boro.

Se calculó también el coeficiente de reactividad por variación de la concentración de boro y gadolinio en el moderador, para las condiciones antes descritas de la Fase B de la puesta en marcha de la central [2.12].

Para el caso del boro, variando su concentración entre 0.1 y 30 ppm, se obtuvo para el coeficiente de reactividad correspondiente un valor que está en el rango de -700 a -730 pcm/ ppm de boro.

Para el caso del gadolinio, teniendo en cuenta que 1 ppm de gadolinio natural equivale a 0.148 ppm de Gd 155 y 0.157 ppm de Gd 157, que son los isótopos de gadolinio de interés desde el punto de vista de su absorción neutrónica, y variando la concentración total entre 0.001 y 1 ppm, se obtuvo un coeficiente de reactividad que está comprendido entre los valores -2537 y -2611 pcm/ ppm de Gd nat. Los cálculos realizados con WIMS dan, para el cociente de ambos coeficientes (gadolinio a boro), un valor de 3.54, que es prácticamente idéntico al valor utilizado por los diseñadores del CANDU [2.13].

Los resultados obtenidos para cada caso con el código WIMS dependen tanto del conjunto de datos nucleares contenidos en su biblioteca, como de las modelizaciones de cada celda propuestas, y de las opciones de cálculo elegidas. Se muestra acá que un modelo geométrico y un conjunto de opciones adecuado para cada caso, reproducen satisfactoriamente los experimentos.

Originalmente el código poseía un conjunto de datos nucleares obtenido por sus autores a partir de la biblioteca evaluada de UKAEA, de procedencia inglesa. Han aparecido con posterioridad en Europa, Estados Unidos y Japón, entre otros, nuevas bibliotecas evaluadas, con datos nucleares más actualizados y precisos. A partir de la ENDF/B-IV, de origen norteamericano, se ha generado una nueva biblioteca para WIMS, muy difundida actualmente; más aún, existe un programa internacional de actualización de esa biblioteca a partir de la ENDF/B-VI, en el cual participamos, como ya hemos mencionado, que permitirá contar en breve con una biblioteca para el código, con datos de este origen.

En cuanto a los cálculos que aquí se describen, debe señalarse que, por razones históricas, han sido realizados con dos bibliotecas de datos nucleares diferentes. Las conclusiones generales sobre los resultados son válidas en todos los casos, particularmente para aquellos en los cuales se estiman diferencias de parámetros. Cuando se trata de valores absolutos, los valores calculados son tanto mejores cuanto más reciente es la biblioteca utilizada.

En lo que se refiere a la elección de las diversas opciones de cálculo posibles, se ha elegido el conjunto considerado como el mejor para cada caso, haciendo un cálculo de sensibilidad a las diferentes opciones para aquellas situaciones en las que la elección no es clara.

2.4 REFERENCIAS:

- [2.1] "PUMA. Sistema para la simulación del funcionamiento de reactores nucleares. Fundamentos teóricos y su utilización". C. Grant - CNEA-Re 163 (1980).
- [2.2] "Buckling measurements of BRUCE 37-element UO₂ fuel bundles in ZED-2". A. Okazaki, R. T. Jones CRNL 1540, 1976.
- [2.3] "Lattice calculations for the 37-element BRUCE reactor fuel in heavy water moderator: detailed lattice cell comparisons between WIMS calculations and measurements performed in the experimental facility ZED-2". A. M. Lerner. I. T. 1023/93. CNEA (1993).
- [2.4] "Evaluación de WIMS en la predicción de algunos parámetros de reactores de potencia de uranio natural y agua pesada". C. Notari y A. M. Lerner. I.T. 1167/88. CNEA (1988).
- [2.5] "Substitution Measurements on 28-fuel-rod-critical Clusters in D₂O and Their Analysis by the Second-Order Perturbation Method". K. Shiba. Nucl. Sci. and Engr. 65,492-507 (1978).
- [2.6] "Study on Coolant Void Reactivity of Pressure-tube-type Heavy Water Lattice by the Substitution Method". Y. Kowata and N. Fukumura. Nucl. Sci. and Engr. 99,299- 312 (1988).
- [2.7] "Evaluación de parámetros neutrónicos en celdas de agua pesada y uranio levemente enriquecido. Comparación entre valores calculados con el código WIMS y mediciones realizadas en la facilidad crítica DCA". A. M. Lerner. I. T. 1010/94. CNEA (1994).
- [2.8] "CNA1 Results of Zero-Power Measurements". Siemens AG, Versuchs Bericht, 1974. Gruen et al.
- [2.9] "Mediciones Físicas en el Reactor de la CNA1. Primera puesta a crítico y experiencias a potencia cero". CNEA-Re-106 (1975). H. Perl y J.C. Viñez.
- [2.10] "Manual de diseño de la CNE". DM-18-01100-1. AECL. (1981).
- [2.11] "Cálculo del estado crítico y de los coeficientes de reactividad por variación de temperatura de refrigerante y moderador para la CNE". CNEA-Re-CA 84-14. A. M. Lerner (1984).
- [2.12] "Cálculo de coeficientes de reactividad por concentración de boro y gadolinio en el moderador de la Central Nuclear Embalse". A. M. Lerner. I.T. 1103/86. CNEA (1983).
- [2.13] "Commisioning Report. CNE Córdoba-Phase B. Physics measurements".P. Akhtar. A. A. Passanen (1983).

TABLA 2.1

Tasa de fisiones rápidas, factor de conversión y cociente lutecio-manganeso.

Cociente entre valores calculados y medidos para el elemento combustible de BRUCE.

Ubicación	Refrigerante D ₂ O			Refrigerante aire			
	Región	δ	C	R(Lu/Mn)	δ	C	R(Lu/Mn)
Anillo 1		0.960	1.002	0.982	0.936	0.980	0.993
Anillo 2		0.963	1.002	0.986	0.953	0.998	1.002
Anillo 3		0.980	0.994	0.994	0.952	0.975	1.005
Anillo 4		0.987	1.001	1.009	0.952	0.997	1.004
Promedio							
combust.		0.979	0.996	1.001	0.952	0.990	1.004

TABLA 2.2

Actividad relativa del cobre y tasa de fisiones del U²³⁵.

Cociente entre valores calculados y medidos para el elemento combustible de BRUCE.

Ubicación	Refrigerante D ₂ O		Refrigerante aire		
	Región	A _{Cu}	T _{fis} (U ²³⁵)	A _{Cu}	T _{fis} (U ²³⁵)
Anillo 1		1.015	0.977	1.005	0.966
Anillo 2		1.014	1.025	1.003	1.007
Anillo 3		1.002	1.010	1.003	1.005
Anillo 4		0.995	0.990	0.996	0.996
Promedio combustible		1.014	1.000	1.008	1.000
Tubo calandria		1.004			
Promedio moderador		1.006		1.006	

TABLA 2.3

**Composición del refrigerante de la celda medida en la facilidad crítica DCA.
Simulación de diversas fracciones de vacío.**

Fracción simulada de vacío de refrigerante (%)	Contenido de nucleidos en el refrigerante (% en peso)					
	H	D	O	N	B	Densidad (g/cm ³)
0	11.190		88.810			0.9978
70	2.023	16.474	81.500		0.00376	1.0840
87	0.050	20.022	79.928			1.1045
100			23.520	76.480		0.0012
	Contenido de nucleidos en el moderador(% en peso)					
	0.055	20.014	79.931			1.1047

TABLA 2.4

Características del combustible medido en la facilidad crítica DCA

Combustible enriquecido al 1.2% en peso de U ²³⁵ .	
Densidad de la pastilla	10.36 g/cm ³
Material de vaina	Al
Contenido de nucleidos en la pastilla	(% en peso)
U ²³⁵	1.057
U ²³⁸	86.793
O	12.150

TABLA 2.5

Valores experimentales de buckling para la celda medida en la facilidad crítica DCA.

Buckling medido para cada paso de red.			
Paso de red (cm)	Refrigerante	Br² (m⁻²)	Bz² (m⁻²)
22.5	H ₂ O (1)	2.47±0.04	8.59±0.18
22.5	D ₂ O (2)	2.47±0.04	7.66±0.15
22.5	Aire (3)	2.36±0.04	6.47±0.11
25.0	H ₂ O	2.45±0.02	7.27±0.14
25.0	D ₂ O (4)	2.47±0.04	7.81±0.15
25.0	Aire	2.31±0.02	7.25±0.14

- (1) Fracción simulada de vacío: 0 %
- (2) Fracción simulada de vacío: 87 %
Corresponde a una mezcla con aprox. 99.82 % atóm. de D₂O en el refrigerante.
- (3) Fracción simulada de vacío: 100 %
- (4) Fracción simulada de vacío: 70 %
Corresponde a una mezcla con aprox. 88.88 % atóm. de D₂O en el refrigerante.

TABLA 2.6
Celda medida en la facilidad crítica DCA.
Variación del k efectivo con la fracción de vacío para un paso de red de 22.5 cm.

OPCION	Refrigerante	Método de Benoist		Corrección de transporte	
		k-eff	k-inf	k-eff	k-inf
PERSEUS	H ₂ O	0.99697	1.19163	1.01663	1.19181
	D ₂ O	0.98655	1.22934	0.99936	1.22973
	Aire	0.99329	1.24720	1.00553	1.24753
PIJ	H ₂ O	1.00568	1.19493	1.02546	1.19512
	D ₂ O	0.98606	1.22733	0.99890	1.22773
	Aire	0.98901	1.24139	1.00140	1.24174
PERS+ΔB^2	H ₂ O	0.99207	1.01362		
	D ₂ O	0.98384	0.99552		
	Aire	0.98950	1.00190		
PIJ+ΔB^2	H ₂ O	1.00245	1.02253		
	D ₂ O	0.98205	0.99508		
	Aire	0.98526	0.99780		
PERS-ΔB^2	H ₂ O	0.998311	1.01923		
	D ₂ O	0.99190	1.00322		
	Aire	0.99709	1.00918		
PIJ-ΔB^2	H ₂ O	1.00848	1.02797		
	D ₂ O	0.99008	1.00276		
	Aire	0.99280	1.00503		

PERSEUS: Método de probabilidades de colisión unidimensional.

PIJ: Método de probabilidades de colisión bidimensional.

El refrigerante D₂O posee en este caso una fracción simulada de vacío de 87%

Los símbolos $\pm \Delta B^2$ representan la incorporación de los errores de medición del buckling crítico en los cálculos.

TABLA 2.7

Celda medida en la facilidad crítica DCA.

Variación del k efectivo con la fracción de vacío para un paso de red de 25.0 cm.

OPCION	Refrigerante	Método de Benoist		Corrección de transporte	
		k-eff	k-inf	k-eff	k-inf
PERSEUS	H ₂ O	1.00328	1.20350	1.02004	1.20363
	D ₂ O	0.99156	1.24651	1.00335	1.24673
	Aire	0.99927	1.29412	1.01138	1.29435
PIJ	H ₂ O	1.01445	1.20833	1.03140	1.20846
	D ₂ O	0.99460	1.24718	1.00645	1.24740
	Aire	0.99590	1.28923	1.00817	1.28947
PERS+ΔB^2	H ₂ O	1.00035	1.01732		
	D ₂ O	0.98748	0.99942		
	Aire	0.99505	1.00733		
PIJ+ΔB^2	H ₂ O	1.01157	1.02877		
	D ₂ O	0.99567	1.00727		
	Aire	1.00350	1.01546		
PERS-ΔB^2	H ₂ O	1.00623	1.02277		
	D ₂ O	0.99055	1.00257		
	Aire	0.99170	1.00414		
PIJ-ΔB^2	H ₂ O	1.01732	1.03406		
	D ₂ O	0.99867	1.01038		
	Aire	1.00010	1.01224		

El refrigerante D₂O representa en este caso una fracción simulada de vacío de 70%

El símbolo ΔB^2 tiene el mismo significado que para la tabla anterior.

TABLA 2.8

Coefficientes de reactividad por variación de la concentración de boro en frío y en caliente para la CNA1. Comparación entre valores calculados y medidos.

Estado del núcleo	C_{Boro} (WIMS) (pcm/ppm)	C_{Boro}(PUMA) (pcm/ppm)	C_{Boro} (exp.) (pcm/ppm)
Frío (60 °C)	-707	-713	-734
Caliente (210 °C)	-572	-579	-575

Nota: 1 ppm de boro equivale a una parte en 10⁶ en peso de la composición del moderador.

TABLA 2.9

Reactividad ρ para los estados frío y caliente a potencia cero para la CNA1. Comparación entre valores calculados y medidos.

Estado del núcleo	ρ (calc.) (pcm)	ρ (experim.) (pcm)
Frío (60 °C)	760	927
Caliente (210 °C)	543	627

TABLA 2.10**Datos básicos utilizados en WIMS para la modelización del elemento combustible de la CNE****DATOS DEL COMBUSTIBLE:**

Densidad del UO ₂ natural	10.356 g/cm ³
Densidad del UO ₂ deprimido	10.277 g/cm ³

DATOS DEL REFRIGERANTE:

Temperatura	32 °C
Densidad	1.10255 g/cm ³
Composición (% en peso)	O 79.92587
	H 0.05369
	D 20.02044
Pureza del D ₂ O	99.5202

DATOS DEL MODERADOR:

Temperatura	49 °C
Densidad	1.09596 g/cm ³
Composición (% en peso)	O 79.89622
	H 0.01652
	D 20.08726
Pureza del D ₂ O	99.8524

Concentración de boro equivalente en el moderador	9.7 ppm
---	---------

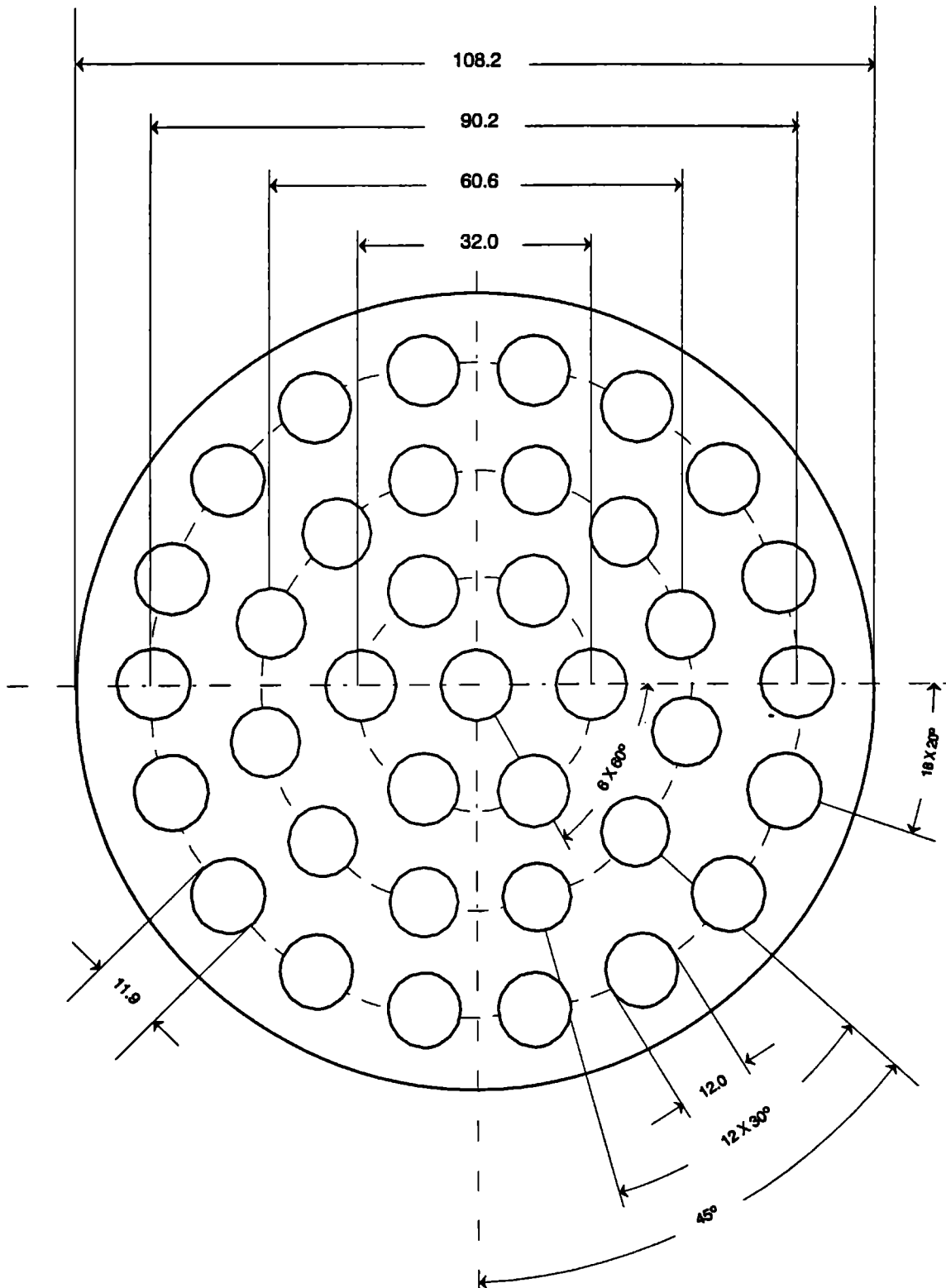
TABLA 2.11

Coeficientes de reactividad por variación de temperatura de refrigerante y moderador para la CNE. Comparación entre valores calculados y medidos.

Estado número:	Trefr (°K)	Tmod (°K)	C_T^{calc} (pcm/°K)	C_T^{exp} (pcm/°K)
1	310.65	308.02		
2	328.46	308.08		
1-2			-6.569	-6.906
3	328.60	307.83		
1-3			-6.630	-7.187
4	348.71	308.21		
3-4			-5.967	-6.067
5	416.10	307.92		
6	433.00	308.10		
5-6			-4.024	-5.142
7	453.79	308.33		
6-7			-3.608	-4.228
8	472.88	308.42		
7-8			-3.353	-3.337
9	515.16	308.21		
10	522.94	308.03		
9-10			-1.671	-1.761
11	523.31	307.76		
9-11			-1.718	-1.865
12	523.24	314.52		
11-12			3.846	3.846
13	523.32	318.20		
12-13			3.804	4.103
14	522.63	322.88		
13-14			3.846	3.910
15	522.38	323.33		
16	522.23	327.94		
15-16			3.688	3.080

Nota: Se han calculado coeficientes de reactividad en los casos en los que se indican pares de estados en la primera columna.

FIGURA 2.1: Celda de combustible del reactor de la CNA1



Apéndice 2.I

Facilidad crítica DCA. Datos de entrada para WIMS-D/4.

```

*****
* EXPERIENCIAS EN DCA COMBUSTIBLE DE 28 BARRAS FRIO
* UO2 AL 1.2 % - PASOS 22.5 Y 25.0 CM (12.694251 Y
* 14.1047231). CON 0 %. 70 %. 80 % Y 100 % DE VACIO
* CONJUNTO COMPLETO DE DATOS.
* D CALCULADO CON TRANSPORTE Y BENOIST.
*****

CELL 7
SEQUENCE 4
*SEQUENCE 2
NGROUP 26 2
NMESH 37
*
      NRODS NO VA SI SEQUENCE ES 2
NRODS 28 -8 50 7 3 3 1
NREGION 9 3
NMATERIAL 11
PREOUT
INITIATE
*
      NPIJAN NO VA SI SEQUENCE ES 2
NPIJAN 7
ANNULUS 1 2.2002 1
ANNULUS 2 3.76795 1
ANNULUS 3 5.73677 1
ANNULUS 4 5.84 1
ANNULUS 5 6.04 3
ANNULUS 6 6.625000 4
ANNULUS 7 6.825000 10
ANNULUS 8 12.6 2
ANNULUS 9 12.69426 11
* ANNULUS 8 12.60 2 SI EL PASO ES 22.5 CM
* ANNULUS 9 12.69426 11 SI EL PASO ES 22.5 CM
* ANNULUS 8 14.00 2 SI EL PASO ES 25.0 CM
* ANNULUS 9 14.1047231 11 SI EL PASO ES 25.0 CM
*
      PONER CRAIG SOLO SI SEQUENCE ES 2 *CRAIG
ARRAY 1 1 4 1.3125 .785398
ARRAY 2 1 8 3.000 .392699
ARRAY 3 1 16 4.7575 .196349
RODSUB 1 1 .74 5
RODSUB 1 2 .7515 8
RODSUB 1 3 .8365 9
RODSUB 2 1 .74 6
RODSUB 2 2 .7515 8
RODSUB 2 3 .8365 9
RODSUB 3 1 .74 7
RODSUB 3 2 .7515 8
RODSUB 3 3 .8365 9
* MATERIAL 1 DE 0% 87% Y 100% DE VACIO RESPECTIVAMENTE.
MATERIAL 1 0.9978 295.15 3 16 88.810 6001 11.190
*MATERIAL 1 1.1045 295.15 3 16 79.928 6001 .05 2002 20.022
*MATERIAL 1 0.0012 295.15 3 16 23.52 14 76.48
MATERIAL 2 1.10473 295.15 4 16 79.93092 6001 .055384 2002 20.01370
MATERIAL 3 2.7 295.15 3 27 100.
MATERIAL 4 .0012 295.15 4 16 100.
MATERIAL 5 10.36 295.15 1 3238.5 86.793 1235.4 1.057 $
      16 12.15
MATERIAL 6 = 5
MATERIAL 7 = 5
MATERIAL 8 .0014 295.15 2 16 100.
MATERIAL 9 2.7 295.15 2 27 100.
MATERIAL 10 2.7 295.15 4 27 100.
MATERIAL 11 = 2
FEWGROUPS 2 3 4 5 6 7 9 10 12 15 18 20 23 24 26 27 36 39 45 $
      48 53 56 60 63 66 69
MESH 4 4 4 1 1 1 1 20 1
SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 0 -1
*BUCKLING 2.48000E-04 8.590000E-04
***** 0% DE VACIO . 22.5 CM *BUCKLING 2.36000E-04 6.470000E-04
*** 100% DE VACIO . 22.5 CM *BUCKLING 2.47000E-04 7.660000E-04
*** 87% DE VACIO . 22.5 CM *
*BUCKLING 2.44000E-04 7.270000E-04

```



```

**** 0% DE VACIO . 25.0 CM *BUCKLING 2.31000E-04 7.250000E-04
*** 100% DE VACIO . 25.0 CM *
BUCKLING 2.48000E-04 8.590000E-04
REGULAR 1
*POWER 1 33.1133 0.01 4
BEGINC
THERMAL 7
*OPTION 3
BEEONE -1
DNB 1 0.066717 0.0 0.033363 0.0
*DNB 1 0.066717 0.0 0.033363 0.0
** PARA 0% VAC. *DNB 1 0.013103 0.053394 0.033262 0.0
* PARA 70% VAC. *DNB 1 0.000330 0.066121 0.033237 0.0
* PARA 87% VAC. *DNB 1 0.0 0.0 0.00004518 0.0
* PARA 100% VAC. DNB 2 0.0003656 0.066107 0.033246 0.0
DNB 4 0.0 0.0 0.00004518 0.0
DNB 5 0.0 0.0 0.047391 0.0
DNB 6 0.0 0.0 0.047391 0.0
DNB 7 0.0 0.0 0.047391 0.0
DNB 8 0.0 0.0 0.00005271 0.0
DNB 11 0.0003656 0.066107 0.033246 0.0
LEAKAGE 5
*DIFFUSION 2
DIFFUSION 1 1 6.825
*Cambiar el BUCKLING teniendo en cuenta también el error de
*medición.
*Cambiarlo según el paso y la fracción de vacío.
BUCKLING 2.48000E-04 8.590000E-04
*PRINTC 0 0 0
BEGINC
/*
//

```

Apéndice 2.II

Celda de la Central Nuclear de Atucha 1. Datos de entrada para WIMS/D-4.

* CELDA DE ATUCHA UNATURAL. DENSIDADES A LAS COND DE OPERACION (115 AT)
* EVOLUCION CON B**2 CRITICO. DENSIDADES AGUA TABLAS ALEM. NUEVAS.
* PUREZA DE D2O =99.80% EN PESO. MASA MEDIA DE O16. CON CRAIG.
* TMOD=190 C. 14/06/94.

CELL 7
SEQUENCE 2
NGROUP 18 2
NMESH 31
NREGION 8 4
NMATERIAL 9 4
PREOUT
INITIATE
* LOS RADIOS DE LOS ANILLOS FUERON OPTIMIZADOS CON CRAIG.
ANNULUS 1 0.87425 6
ANNULUS 2 2.31305 6
ANNULUS 3 3.81077 6
ANNULUS 4 5.24551 6
ANNULUS 5 5.372 6
ANNULUS 6 5.603 7
ANNULUS 7 14.000 8
ANNULUS 8 14.281 9
RODSUB 1 1 0.54 1
RODSUB 1 2 0.595 5
RODSUB 2 1 0.54 2
RODSUB 2 2 0.595 5
RODSUB 3 1 0.54 3
RODSUB 3 2 0.595 5
RODSUB 4 1 0.54 4
RODSUB 4 2 0.595 5
* LA DENSIDAD DE 9.96276 G/CC CORRESPONDE A 153.5 KG DE URANIO.
MATERIAL 1 9.96276 973 1 3238.5 87.52592 1235.4 0.626766 16 11.847314 \$
3239.1 1.0E-20 11 0.13E-04
MATERIAL 2 9.96276 973 1 3238.5 87.52592 1235.4 0.626766 16 11.847314 \$
3239.1 1.0E-20 11 0.13E-04
MATERIAL 3 9.96276 973 1 3238.5 87.52592 1235.4 0.626766 16 11.847314 \$
3239.1 1.0E-20 11 0.13E-04
MATERIAL 4 9.96276 973 1 3238.5 87.52592 1235.4 0.626766 16 11.847314 \$
3239.1 1.0E-20 11 0.13E-04
MATERIAL 5 6.6 553 2 91 100.0
MATERIAL 6 0.83746 553 3 16 79.90351 6001 0.020133 2002 20.07636 \$
11 1.0E-20
MATERIAL 7 6.6 453 4 91 100.0
MATERIAL 8 0.978558 463 4 16 79.90351 6001 0.020133 2002 20.07636 \$
11 1.0E-20
MATERIAL 9 0.978558 463 4 16 79.90351 6001 0.020133 2002 20.07636 \$
11 1.0E-20
ARRAY 1 1 1 0 0
ARRAY 2 1 6 1.6 0
ARRAY 3 1 12 3.03 0.2618
ARRAY 4 1 17 4.51 0.1848
FEWGROUPS 2 5 10 15 23 24 26 27 36 39 45 48 53 56 60 63 66 69
SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 1 -1
MESH 3 3 3 3 1 1 15 2
BUCKLING 9.02049E-05 2.518E-05 -2.518E-05 -9.02049E-05
POWER 1 42.3967 0.0 2
BEGINC
THERMAL 7
MATERIALS
DIFFUSION 2
BUCKLING 9.02049E-05 2.518E-05 -2.518E-05 -9.02049E-05
LEAKAGE 6
BEGINC

Apéndice 2.III

Celda de la Central Nuclear Embalse. Datos de entrada para WIMS-D/4

```
*****
* EMBALSE. CONDICION NOMINAL. DATOS ACTUALIZADOS AL 4/9/89
* PERSEUS EVOLUCION
* UO2 NATURAL CON DENSIDAD AJUSTADA A UNA MASA DE 19.00 KG POR MANOJO.
* DENS NOMINAL PARA 19.00 KG URANIO=10.13757 G/CC.
* BUCKLING 0.7618 E-4
* PUR REFR Y MODERADOR =99.85 % EN PESO.
* DIMENSIONES DE VAINA TALES QUE SU AREA TOT SEA=7.02746 CM2. Y SU MASA
* 2.28 KG
* DENS REFR=0.80405 G/CC; DENS MOD=1.0842 G/CC.
* DENS ZRY=6.55 G/CC. DENS (ZRY+NB)=6.8775 G/CC.REPRESENTADO COMO ZR
* POTENCIA TERMICA EFECTIVA DE MANOJO= 830 KW *.764
* POTENCIA DE FISION DE MANOJO= 830 KW*.764/0.95231
* QUEMADO DE 0 A 2000 MWD/TU
* CASO CON HASTA EL QUEMADO DE 12000 MWD/TU
*****
```

```
CELL 7
SEQUENCE 2
NGROUP 18 2
NMESH 31
NREGION 11 4
NMATERIAL 11 4
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.83124 6
ANNULUS 2 2.19923 6
ANNULUS 3 3.62325 6
ANNULUS 4 5.05618 6
ANNULUS 5 5.168900 6
ANNULUS 6 5.603200 5
ANNULUS 7 6.447800 10
ANNULUS 8 6.587500 7
ANNULUS 9 10. 8
ANNULUS 10 16. 8
ANNULUS 11 16.12172 11
ARRAY 1 1 1 0.00000 0
ARRAY 2 1 6 1.48845 0
ARRAY 3 1 12 2.8753 .261799
ARRAY 4 1 18 4.3307 0
RODSUB 1 1 .60770 1
RODSUB 1 2 .655558 9
RODSUB 2 1 .60770 2
RODSUB 2 2 .655558 9
RODSUB 3 1 .60770 3
RODSUB 3 2 .655558 9
RODSUB 4 1 .60770 4
RODSUB 4 2 .655558 9
MATERIAL 1 10.1376 960.16 1 3238.5 87.5231 1235.4 .626719 $
16 11.85018 3239.1 1.E-20
MATERIAL 2 10.1376 960.16 1 3238.5 87.5231 1235.4 .626719 $
16 11.85018 3239.1 1.E-20
MATERIAL 3 10.1376 960.16 1 3238.5 87.5231 1235.4 .626719 $
16 11.85018 3239.1 1.E-20
MATERIAL 4 10.1376 960.16 1 3238.5 87.5231 1235.4 .626719 $
16 11.85018 3239.1 1.E-20
MATERIAL 5 6.8775 563.16 4 91 100.
MATERIAL 6 .80405 563.16 3 16 79.90013 6001 .0167830 2002 20.08309
MATERIAL 7 6.55 344.16 4 91 100.
MATERIAL 8 1.0841918 344.16 4 16 79.90013 6001 .0167830 2002 20.08309
MATERIAL 9 6.55 563.16 2 91 100.
MATERIAL 10 .0014 344.16 4 16 100.
MATERIAL 11 1.0841918 344.16 4 16 79.90013 6001 .0167830 2002 20.08309
FEWGROUPS 2 5 10 15 23 24 26 27 36 39 45 48 53 56 60 63 66 69
MESH 3 3 3 3 1 1 1 1 8 6 1
SUPPRESS 1 0 1 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 1 -1
POWER 1 35.04608 0.0000143796 2
*BUCKLING 2.780464E-04 2.577180E-05 -2.577180E-05 -2.780464E-04
BUCKLING 0.3809E-04 0.3809E-05 -0.3809E-05 -0.3809E-04
BEGINC
```

THERMAL 7
OPTION 3
*MATERIAL 0
DIFFUSION 2
LEAKAGE 6
*BUCKLING 2.780464E-04 2.577180E-05 -2.577180E-05 -2.780464E-04
BUCKLING 0.3809E-04 0.3809E-05 -0.3809E-05 -0.3809E-04
NOBUCKLING
PRINTC 0 0 0
BEGINC

3. SEGUIMIENTO DE OPERACIÓN.

3.1 PRINCIPALES ESTADOS DEL REACTOR: NÚCLEOS FRÍO Y CALIENTE. NÚCLEO EN EQUILIBRIO.

El arranque de un reactor de potencia, se realiza habitualmente cumpliendo las siguientes etapas:

- Presurización del sistema con el reactor subcrítico y frío.
- Incremento de las temperaturas de refrigerante y moderador hasta alcanzar los valores cercanos a los de las condiciones nominales de operación (el elemento combustible adquiere una temperatura próxima a la del refrigerante).
- Operación del reactor hasta llevarlo al estado crítico y caliente, a muy baja potencia.
- Subida gradual de la potencia hasta alcanzar el 100% de su valor de diseño.

Llamemos *configuración del núcleo* a un determinado arreglo o disposición de elementos combustibles y reflectores.

El *estado del reactor* queda determinado por una configuración dada, en la cual, además, están definidas composición y temperatura de cada uno de los materiales presentes en el reactor. Caracterizar un estado, entonces, requiere conocer:

- la composición y temperatura de cada material;
- la distribución de quemado y la cantidad de venenos presentes;
- la posición exacta de las barras de control y cualquier otro veneno utilizado a fin de controlar el reactor.

Durante el arranque, el reactor atraviesa varios estados. En particular, son de interés para la medición de parámetros neutrónicos, los estados *frío*, *caliente sin potencia*, y *a plena potencia en condiciones nominales*, cuyos parámetros se detallan, para cada caso, más adelante.

3.1.1 CASO DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I.

3.1.1.1 Núcleos frío y caliente.

Durante la etapa de arranque de la Central Nuclear Atucha I se realizaron una serie de experimentos físicos que, básicamente, se pueden agrupar en tres tipos:

- a) Primera criticidad, que incluye fundamentalmente el arranque propiamente dicho y las experiencias a potencia cero.
- b) Escalonamiento en potencia hasta el valor nominal máximo.
- c) Mediciones en potencia, particularmente de los coeficientes de reactividad.

En el capítulo precedente se han presentado los resultados del cálculo de algunos de los parámetros medidos durante la etapa de "primera criticidad", es decir, la carga del núcleo con elementos combustibles, su arranque y primera puesta a crítico y los experimentos a potencia cero [3.1]. En particular, se han calculado los coeficientes de reactividad por concentración de boro en el moderador, tanto para el núcleo isotérmico frío como para el caliente en el estado previo a la subida de potencia hasta su valor nominal, y el exceso de reactividad del núcleo en cada uno de esos casos.

Existe un trabajo previo de evaluación de algunos de estos parámetros [3.2]. En él, habíamos utilizado una modelización de la celda aproximada y no demasiado detallada, sin incluir cálculos de reactor. De este modo sólo era posible tener en cuenta el valor en reactividad de los elementos estructurales presentes en el interior del núcleo, estimándolos en forma aproximada a través de coeficientes de reactividad.

En este capítulo se continúa con el cálculo de algunas de esas experiencias, preparatorio del seguimiento en operación del reactor. Se evalúa la reactividad de los núcleos frío y caliente utilizando un modelo muy detallado en el que se representan explícitamente materiales estructurales del interior del núcleo, y se calcula el valor en reactividad de diferentes configuraciones de barras absorbentes [3.4], utilizando la cadena WIMS-PUMA.

Se representó con WIMS la celda de la CNA1 según un modelo que hemos elaborado, y que, en lo esencial es el descrito en la referencia [3.3]. Al mismo le hemos agregado una modificación relacionada con la representación de las impurezas en el combustible, actualmente estimadas en un equivalente en boro de 0.13 ppm, y una actualización de la relación entre la densidad del agua pesada y su temperatura. La densidad del UO₂ corresponde al viejo diseño, con una carga de uranio por elemento combustible 1 kg menor que el actual (152.5 kg en lugar de 153.5 kg en promedio).

Recordemos algunos valores característicos de los estados frío y caliente del reactor, ya mencionados anteriormente.

El estado crítico del núcleo frío y sin potencia está caracterizado por los siguientes parámetros:

T	=	60°C
P	=	35 atm
Pureza molar de D ₂ O	=	99.775%
Concentración de boro crítica	=	12.7 ppm
Barras totalmente extraídas.		

El estado crítico del núcleo caliente y sin potencia está caracterizado por los siguientes parámetros:

T	=	210°C
P	=	115 atm
Pureza molar de D ₂ O	=	99.758%
Concentración de boro crítica	=	11.0 ppm

Barras totalmente extraídas.

Utilizando las secciones eficaces para el combustible y el agua pesada obtenidas con WIMS para los casos frío y caliente (Tablas 3.1 a 3.4) como datos de entrada para PUMA, se estima la reactividad del núcleo en cada uno de esos estados.

Se utilizó el código PUMA para el cálculo de reactor, con una representación del núcleo completo, en el cual están modeladas todas las barras y sus tubos guía [3.5].

Recordemos que, en total, el reactor posee 29 barras de control y/o corte, que pueden introducirse desde arriba en forma oblicua, con inclinaciones que van desde los 15° hasta los 21° respecto del eje del reactor. Las barras penetran en el moderador y se encuentran dentro de tubos guía de zircaloy.

De las 29 barras, 24 son de hafnio ("barras negras") y 3 de acero ("barras grises"). Las 2 restantes ("barras parciales") tiene la parte inferior de acero y la superior de zircaloy. Las barras negras están agrupadas en tres bancos (R1, R2 y R3), y ubicadas en forma aproximadamente simétrica, separadas según ángulos de 120° en el plano perpendicular al eje del reactor; las barras grises (banco G) están dispuestas en una geometría similar.

Los detalles de este modelo de núcleo pueden encontrarse en la referencia [3.6].

La Tabla 3.5 muestra los valores de secciones eficaces incrementales para las barras absorbentes y sus tubos guía, utilizados en el cálculo de PUMA.

Los resultados obtenidos con PUMA para el núcleo con todas las barras extraídas son los siguientes:

Reactividad del núcleo frío = -2.25 mk

Reactividad del núcleo caliente = -3.74 mk

Se calcularon con PUMA valores en reactividad de algunos bancos de barras, es decir, diferencias entre la reactividad del núcleo con barras insertadas, y sin ellas.

La Tabla 3.6 muestra los resultados obtenidos. La reactividad de cada banco, para los casos de núcleo frío y caliente, con la concentración de boro crítica de cada uno de ellos, se obtiene como diferencia entre la reactividad del núcleo con el banco totalmente insertado y la del caso de referencia con el mismo extraído.

Se calcularon también los estados críticos frío y caliente, con el banco B (constituído por todas las barras excepto las de longitud parcial) en valores parciales de inserción, indicados en la Tabla 3.8; las constantes para PUMA fueron calculadas con WIMS, en este caso, con las concentraciones de boro que corresponden a cada uno de

esos estados, y figuran en la misma tabla. Se muestra en dicha tabla un estudio de sensibilidad de la reactividad calculada con PUMA en función de la inserción del banco B para posiciones cercanas al valor crítico. Se observa que tanto para el estado frío como para el caliente la reactividad disminuye en aproximadamente 0.7 a 0.8 mk por cm de inserción. La incerteza en el cálculo del estado crítico está entre -1.13 y +3.03 mk. Más adelante se resume el conjunto de posibles fuentes de errores de medición.

En la Tabla 3.7 se muestran algunos valores de bancos de barras medidos según [3.1]. Se observa una discrepancia del orden de 2.5 mk en el caso frío y entre 3 y 5 mk en el caso caliente.

A los fines de la validación de la cadena de cálculo WIMS-PUMA, nos interesa estimar aquellos errores que se propagan en la reactividad calculada, y que no están producidos por aproximaciones o defectos de los modelos físicos que han sido programados en los códigos. Se trata básicamente de analizar las incertezas en algunos de los datos, como los siguientes:

la pureza del agua pesada, medida con un error aproximado de $\pm 0.005\%$; teniendo en cuenta que el coeficiente de reactividad por pureza del agua pesada es de 27.7 mk/% para el caso frío y de 19.52 mk/% para el caliente, el error en la medición de la pureza redundará en una incerteza en reactividad que va de 0.10 a 0.15 mk;

la concentración de boro en refrigerante y moderador, medida con una precisión no mejor que 0.1 ppm; siendo el coeficiente de reactividad por concentración de boro de -7.3 mk/ppm y -5.7 mk/ppm para los casos frío y caliente respectivamente, la incerteza en reactividad por este efecto es por lo menos de 0.7 mk;

la temperatura del moderador se mide con un error de 1 a 2°C; teniendo en cuenta que el coeficiente de reactividad por temperatura de moderador es de 0.034 mk/°C y de -0.08 mk/°C para los casos frío y caliente, resulta un error en reactividad entre 0.07 y 0.16 mk;

el valor de la inserción de las barras, que tiene una precisión del orden del cm, produce una incerteza en reactividad de 0.7 a 0.8 mk;

Todos estos factores introducen un error del orden de 1 mk para los casos sin barras, y entre 1.6 y 2 mk (y hasta 3 mk, dependiendo de la precisión de la medición de la concentración de boro) para los casos con barras introducidas.

Los resultados obtenidos se pueden resumir de la siguiente manera:

La reactividad del estado crítico con boro, con barras totalmente extraídas se predice con un error menor que 2.3 mk para el núcleo frío y menor que 3.8 mk para el núcleo caliente.

Los valores de bancos de barras difieren de sus valores medidos a lo sumo en 3.5 mk, siendo en general la diferencia del orden de 1 mk o menos, que representa aproximadamente un 10%.

El estado crítico con el banco B insertado se predice con un error menor que 3 mk, obteniéndose una variación con la inserción de unos 0.8 mk/cm (Tabla 3.8).

De acuerdo con la estimación de errores previa, de hasta 3 mk en el caso más desfavorable, se concluye que los resultados obtenidos son muy satisfactorios.

3.1.1.2 Núcleo en equilibrio.

Decimos que el núcleo de un reactor está en equilibrio cuando los parámetros neutrónicos más importantes, tales como la distribución espacial de potencia y de quemado del combustible, y la reactividad se mantienen constantes a lo largo del tiempo, generando la potencia total para la cual fue diseñado.

Éste es un concepto ideal, ya que sería necesario restituir la masa Δm de uranio a medida que va consumiendo en cada intervalo Δt , en cada punto del núcleo, para mantener sus parámetros constantes, lo cual es ciertamente imposible.

En la realidad, los reactores operan entre dos estados, que llamaremos de "principio de ciclo" y "fin de ciclo" de modo que la reactividad varía dentro del rango determinado por los parámetros de cada uno de estos estados.

En el caso de reactores de potencia como los de CNA1 y la CNE, en los cuales se recambia un combustible cada día y medio aproximadamente, durante la operación del reactor, la reactividad se mantiene en alrededor de unos 600 pcm, con una variación del orden del 10%. Se puede afirmar, en este caso, que en operación normal el núcleo permanece en un estado de equilibrio.

Para los reactores en los cuales se recambia una fracción importante del combustible en cada operación de recambio, durante la cual el reactor está parado, se distinguen claramente los estados de principio y fin de ciclo, con parámetros diferenciados, que varían dentro de un rango prefijado. Es el caso, por ejemplo, de los reactores de experimentación, tipo MTR, y de algunos reactores de potencia de agua liviana.

De todos modos, al disminuir la reactividad en un cierto valor, en un caso y en otro, se hace necesario recambiar combustible. En los reactores como el de la CNA1 y la CNE, el recambio en potencia consiste en una serie de maniobras repetidas en forma casi periódica, conocidas como gestión de combustible.

A partir del núcleo de arranque, sin potencia, en que normalmente todo el núcleo tiene combustible fresco, requiriéndose para lograr criticidad una cierta cantidad de venenos y una configuración de barras particular de ese estado, se realizan las maniobras de recambio de combustible necesarias para elevar paulatinamente la potencia hasta su valor de diseño, garantizando que en todo momento no se superen los máximos valores permitidos de potencia de canal y de densidad lineal de potencia. Es posible de ese modo llegar gradualmente a una condición de equilibrio.

Las características generales del núcleo de equilibrio para cada tipo de reactor dependen del diseño del mismo, pero tienen en casi todos los casos ciertos rasgos comunes, a saber:

una densidad de potencia lo más plana posible, o, lo que es lo mismo, un factor de forma de la potencia (relación de valor máximo a valor medio) lo más próximo a la unidad;

una reactividad en operación (de reserva) tal que garantice la operación ininterrumpida del núcleo en forma eficiente y segura;

un conjunto de barras de control adecuadas, que cumplan con las siguientes condiciones:

asegurar un aporte de reactividad negativa suficiente como para apagar el reactor cuando sea necesario, como debe estar previsto en los análisis de seguridad correspondientes,

contribuir al aplanamiento de la distribución de potencia durante la operación normal del reactor.

Bajo estas condiciones generales, se llega a un estado del núcleo en operación normal, con distribuciones de quemado y de potencia que toman valores que varían dentro de un rango pequeño.

Los coeficientes de reactividad del reactor dependen, naturalmente, del estado del núcleo para el cual se calculan. Es de interés, en particular, conocer los valores de dichos coeficientes para el núcleo en equilibrio.

Hemos calculado con WIMS los coeficientes de reactividad para la CNA1 para dos tipos de combustibles diferentes: uranio natural y uranio enriquecido al 0.85% en peso de U^{235} . Para todos los coeficientes de reactividad calculados, excepto para el de vacío, se ha utilizado la definición previa. Para el coeficiente de vacío se ha tomado la diferencia entre la reactividad para la densidad de refrigerante nominal, y la reactividad del vacío (ausencia de refrigerante).

Utilizaremos en lo que sigue, para el quemado (medido en energía generada por masa de material fisionable), las unidades de megawatt día por tonelada de uranio, o MWd/tU.

Dado que no se realizaron en este caso cálculos de reactor, se utilizaron para el combustible composiciones isotópicas promediadas en el intervalo de quemados [0 - 6250 MWd/tU] para uranio natural, y [0 - 11900 MWd/tU] para uranio levemente enriquecido, lo cual simula con muy buena aproximación los núcleo en equilibrio, como es posible comprobar fácilmente, haciendo los correspondientes cálculos de reactor con PUMA.

Se muestran a continuación los valores obtenidos:

Coef de T_{comb} (pcm/°C)	U Natural	U enriq.
	-0.609	-0.581
Coef de vacío (pcm)	-1190	-1260
Coef de T_{moder} (pcm/°C)	-8.78	-7.92
Coef de Boro (pcm/ppm)	-535	-515

Dado que no existen mediciones directas de estos coeficientes de reactividad, no es posible hacer una comparación directa entre valores calculados y medidos. Sin embargo, las experiencias realizadas durante la primera fase del proyecto de

introducción de elementos combustibles de uranio levemente enriquecido (ECULE) en la CNA1, han contribuido a verificar estos cálculos. Las mediciones realizadas cuando el núcleo aún contenía solamente combustible de uranio natural [3.16], confirman, en varios casos, que las predicciones realizadas con la cadena WIMS-PUMA para algunos parámetros neutrónicos vinculados indirectamente con estos coeficientes de reactividad, son correctas, teniendo un muy buen acuerdo con valores medidos.

3.1.2 CASO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE.

Durante la Fase B de la primera puesta en marcha de la Central Nuclear Embalse, se realizaron series de mediciones físicas, de naturaleza semejante a las mencionadas en el párrafo anterior, cuyos objetivos se pueden resumir de la siguiente manera:

verificación del diseño y del valor en reactividad de los diferentes mecanismos de control de la reactividad;

confirmación de que las distribuciones de flujo correspondientes a las diversas configuraciones de mecanismos de reactividad coincidían con los valores predichos;

verificación de distintos aspectos del funcionamiento de los mecanismos de corte del reactor.

En esta fase, el núcleo contenía una región central de elementos combustibles de uranio deprimido (con un contenido de U^{235} menor que el correspondiente a uranio natural) y una región periférica de uranio natural.

En este párrafo analizamos la predicción del estado crítico. Los coeficientes de reactividad por variación de temperatura de refrigerante y moderador, y por concentración de boro y gadolinio en el moderador, han sido analizados en el capítulo anterior.

Los datos necesarios para los cálculos de celda, ya utilizados previamente, se resumen a continuación y fueron extraídos de [3.7].

Combustible

Densidad de UO_2 natural	10.356 g/cm ³
Densidad de UO_2 deprimido	10.277 g/cm ³
Impurezas en boro equivalente	1.16 ppm

Refrigerante

Temperatura	32°C
Densidad	1.10255 g/cm ³
Pureza (en % en peso)	99.467

Composición (en % en peso)

O 79.92587
H 0.05369
D 20.02044

Moderador

Temperatura 49°C
Densidad 1.09596 g/cm³
Cantidad de boro equivalente 9.7 ppm
Pureza (en % en peso) 99.836
Composición (en % en peso)

O 79.89622
H 0.01652
D 20.08726

Para los cálculos de celda con WIMS, [3.8], hemos realizado un estudio de sensibilidad para determinar la estructura de grupos de energía más adecuada, encontrando una estructura de 11 grupos rápidos y 7 térmicos (considerando el corte entre rápidos y térmicos en 0.625 eV), con la cual los resultados obtenidos eran satisfactorios, con un mínimo de tiempo de cálculo.

Dado que el núcleo de arranque poseía elementos combustibles de uranio natural rodeando a una zona central de combustible deprimido, se obtuvieron con WIMS juegos de secciones eficaces representativas de ambos tipos de combustible.

Utilizando las secciones eficaces calculadas con WIMS en un modelo de 1/4 de núcleo, en el cual están representados también los mecanismos de reactividad, se calculó con PUMA el estado crítico (reactividad teórica nula), obteniéndose para el mismo una reactividad de 1.23 mk.

La predicción del estado crítico es excelente, confirmando la validez del modelo elegido y los datos calculados con WIMS.

3.2 EXPERIENCIAS CON COMBUSTIBLE IRRADIADO EN FACILIDADES DE POTENCIA CERO.

Existen algunas experiencias de interés para la determinación de la variación de parámetros físicos que tienen lugar en combustibles irradiados de reactores de potencia. Algunas de esas experiencias consisten en fabricar combustibles parcialmente quemados de óxido de uranio natural, conteniendo óxidos mixtos de uranio y plutonio, y estudiar sus propiedades físicas en facilidades de potencia cero.

Entre ellas, podemos mencionar las que tuvieron lugar en las facilidades subcríticas PDP (Process Development Pile) y SE (Subcritical Experiment) del Laboratorio de Savannah River (EE.UU.).

Los cambios en algunos parámetros de celda que se observan durante el quemado del combustible en reactores de potencia de uranio natural y agua pesada,

fueron estudiados midiendo el "buckling" y las variaciones con la temperatura para redes moderadas con agua pesada, utilizando celdas tipo manojo, como las que se suelen utilizar en los reactores de potencia de agua pesada.

Se han analizado celdas de 19 y 31 barras de combustible distribuidas en redes triangulares con dos diferentes pasos de red: 23.698 y 30.7848 cm que contienen cinco concentraciones diferentes de isótopos del uranio y del plutonio.

Estos experimentos se realizaron en la facilidad subcrítica PDP, y la descripción detallada de los mismos se encuentra en la referencia [3.12].

En un trabajo anterior [3.13], se había realizado una comparación entre los valores predichos por dos códigos de celda diferentes, WIMS (y su vieja biblioteca de datos nucleares) y CIRTHE, el código de diseño de la CNA1, poniendo el énfasis en el segundo de ellos, y proponiendo mejoras en él.

Hemos calculado con la actual versión de WIMS algunos de los experimentos contenidos en la referencia original.

Analizamos los cinco tipos de combustibles utilizados en las experiencias: los identificados como A, B y C contienen diferentes mezclas isotópicas de uranio y plutonio, mientras que el D es de uranio empobrecido y el E es de uranio natural.

Las mediciones en PDP se hicieron por el método de sustitución, teniéndose como combustible de la zona alimentadora, manojos de UO_2 de las mismas dimensiones que los elementos combustibles de prueba y usándose el mismo espaciado de red.

Las mediciones de coeficientes de reactividad por variación de la temperatura se realizaron en la facilidad SE, utilizando los mismos combustibles que en el caso anterior, pero desprovistos del tubo exterior.

La figura 3.1 muestra los dos tipos de celdas de combustible utilizados, y sus correspondientes dimensiones.

La Tabla 3.9 contiene, para cada uno de los cinco tipos de combustible utilizados, la concentración isotópica de los mismos.

La Tabla 3.10 muestra la pureza isotópica del agua pesada para cada tipo de combustible, así como también la temperatura a la cual fue realizado el experimento correspondiente.

En los párrafos siguientes hemos calculado con estos datos, el buckling y los coeficientes de temperatura en diversas situaciones para estos combustibles.

3.2.1 COMPARACIONES CON MEDICIONES DE BUCKLING EN COMBUSTIBLES DE DIFERENTE COMPOSICIÓN ISOTÓPICA.

Se han representado con WIMS las celdas de 19 y 31 barras de combustible, para cada una de las composiciones isotópicas diferentes indicadas en lo que antecede.

El Apéndice 3.I muestra un conjunto de datos de entrada típico para estos cálculos.

Las Tablas 3.11 a 3.13 muestran valores calculados para el buckling crítico en cada uno de los casos analizados, las mediciones correspondientes, y los respectivos errores de medición.

Se observa que, en casi todos los casos, cada valor calculado está comprendido en el intervalo determinado por el valor medido y los errores de medición correspondientes.

3.2.2 COMPARACIONES CON MEDICIONES DE COEFICIENTES DE TEMPERATURA.

Se realizaron también mediciones de la variación del buckling con la temperatura, en combustibles de 19 barras del tipo B, es decir, aquellos constituidos por óxidos mixtos de uranio y plutonio, representativos de valores de combustible quemado de hasta 5000 MWd/tU.

En este caso las experiencias se llevaron a cabo en la facilidad SE, y el combustible fue despojado de su tubo exterior. La pureza del agua pesada en estas experiencias fue de 99.52% molar, y el rango de temperaturas analizado fue de 20 a 90 °C.

Calculamos con WIMS la variación del "buckling" con la temperatura para el caso de una red triangular de paso 23.6982 cm. En el Apéndice 3.II se muestra un conjunto de datos de entrada.

La figura 3.2 muestra la variación del "buckling" con la temperatura, tal como lo predice el código WIMS, y los correspondientes valores medidos.

La Tabla 3.14 muestra los valores de "buckling" calculados para cada temperatura. La diferencia entre valores calculados y medidos oscila entre 1.5 y 2.4 % mientras que los errores de medición son del orden del 2.5% , de modo que, nuevamente, los valores calculados están comprendidos en el intervalo determinado por los valores medidos y sus errores.

Una evaluación del coeficiente de variación del buckling con la temperatura realizada por cuadrados mínimos dio un valor de $-0.0055 \text{ m}^{-2}/\text{ }^{\circ}\text{C}$; el correspondiente valor medido es de $-0.0052 \text{ m}^{-2}/\text{ }^{\circ}\text{C}$, de lo cual se desprende que el acuerdo es excelente.

3.3 EXPERIENCIAS CON COMBUSTIBLE IRRADIADO EN REACTORES DE POTENCIA.

3.3.1 PRODUCCIÓN DE PLUTONIO EN COMBUSTIBLE IRRADIADO. EXPERIENCIAS EN LA FACILIDAD NPD.

Se realizaron mediciones de combustibles tipo manajo de 19 barras de la facilidad canadiense Canadian Nuclear Power Demonstration (NPD) Reactor, en una facilidad crítica de la Comisión de Energía Atómica francesa (CEA).

Los manajos fueron seleccionados de modo de tener quemados característicos de un reactor CANDU típico, en zonas no perturbadas por la proximidad de heterogeneidades. NPD es una facilidad de 25 Mw eléctricos, refrigerada y moderada con agua pesada. El combustible es de uranio natural en forma de manajos de 19 barras, dispuestos en forma de tres anillos concéntricos de 1, 6 y 12 barras respectivamente.

La descripción detallada de la celda se encuentra en la referencia [3.14].

Se midieron los cocientes de concentraciones isotópicas que se indican a continuación:

N25/N28 , N26/N28 , N49/N28 , N40/N49 , N41/N49 , N42/N49 en donde

N25 , N26 , N28 , N49 , N40 , N41 y N42 corresponden respectivamente a las concentraciones isotópicas de

U235, U236, U238, Pu239, Pu240, Pu241 y Pu242.

Hemos calculado con WIMS [3.15] la celda de 19 barras para los valores de quemado indicados en las mediciones. Se extrajeron los cocientes de concentraciones isotópicas antes mencionadas, y se compararon con los correspondientes valores medidos.

El acuerdo para los valores promediados en la celda es muy bueno, tal como lo muestra la Tabla 3.15 siendo la desviación media entre valores calculados y medidos inferior a 1.5% en todos los casos excepto para el U236, cuya composición isotópica está levemente subestimada.

3.3.2 EXPERIENCIAS REALIZADAS EN LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I.

En los primeros días del año 1995 se dio comienzo a la primera etapa del Proyecto ULE, consistente en la introducción de los primeros seis elementos combustibles de uranio enriquecido (ECULE) al 0.85% en peso de U^{235} , en el núcleo de la CNA1.

Se presenta a continuación una verificación de los valores de algunos de los parámetros neutrónicos más importantes, calculados antes y después de la introducción de cada uno de los seis ECULE en el núcleo. Se comparan los valores calculados con la cadena WIMS-PUMA con los medidos. Se ha tomado en cuenta, para el cálculo de las secciones eficaces de los diferentes materiales, las condiciones de operación reales al momento de la introducción de los ECULE en el núcleo.

3.3.2.1 Cálculo de las tablas de secciones eficaces.

Se ha utilizado, como es habitual en los cálculos neutrónicos de nuestras centrales nucleares, la cadena de códigos WIMS-PUMA.

Las condiciones de operación a la fecha de introducción del primer ECULE en el núcleo (enero de 1995) se resumen en la Tabla 3.16.

Con estas condiciones, correspondientes al estado real de la planta a principios de este año, algo diferentes de las nominales, se han recalculado con WIMS las tablas de secciones eficaces de los diferentes materiales involucrados en el cálculo:

combustible de uranio natural;

combustible levemente enriquecido;
refrigerante;
moderador;
canal vacío.

3.3.2.2 Secciones eficaces características del canal vacío.

El tratamiento del canal vacío, es decir, aquel que contiene en su interior sólo refrigerante, sin combustible, merece un párrafo aparte. Para evaluar las secciones eficaces características del canal vacío hemos utilizado un método diferente del usual, descrito detalladamente en [3.9] y [3.10], el cual permite estimar en forma más precisa la influencia de la presencia de un canal sin combustible en el núcleo del reactor. El método usual consistía en reemplazar un canal vacío de combustible por secciones eficaces típicas de moderador.

El método que hemos propuesto consiste en la obtención de secciones eficaces para todos los materiales que constituyen el canal vacío de combustible, es decir, refrigerante, zircaloy y moderador, modelando con WIMS el canal vacío, con todos los materiales que lo constituyen, cada uno de ellos a la temperatura correspondiente, de modo de obtener las secciones eficaces correspondientes.

Haciendo un promedio pesado con los volúmenes reales de esos materiales, es posible obtener, en forma aún simplificada pero más realista, el conjunto de secciones eficaces buscadas para el canal vacío.

Se evaluaron las secciones eficaces de dicho canal en las condiciones reales existentes a la fecha de la introducción del primer ECULE en el núcleo del reactor, y se utilizaron esos valores para el cálculo de reactor con el código PUMA.

Si se comparan los resultados obtenidos con este método sencillo, y los resultantes de un cálculo bidimensional explícito descrito en [3.11], se observa que las discrepancias entre ambos son muy pequeñas, con la ventaja de la gran sencillez en la preparación de los datos del que hemos propuesto.

Se observa que vaciar un canal en la posición P12 (cuya posición se puede ver en el esquema del núcleo que se muestra en la figura 3.3) produce, según lo predicho con el método expuesto en [3.9], una variación de reactividad de alrededor de 19 pcm. La discrepancia en la máxima potencia de canal con un canal vacío es prácticamente despreciable, y la correspondiente a la máxima densidad lineal de potencia (o potencia lineal) es inferior al 1.3% .

3.3.2.3 Cálculos de reactor.

Con las tablas de secciones eficaces preparadas según lo descrito en los párrafos precedentes, hemos simulado los recambios que incluyen la introducción de ECULE en las otras posiciones preseleccionadas.

Las Tablas 3.17 a 3.22 resumen los resultados obtenidos.

Los valores obtenidos para las máximas potencias de canal y lineal, y para las potencias en los canales que contienen ECULE son tales que no se superan los valores límite permitidos. La comparación con valores medidos, en este caso, no es directa.

En lo que se refiere a la reactividad, se observa que la diferencia entre los valores que toma antes del recambio, y después del mismo con las barras en su nueva posición, más introducidas, es para los seis ECULE analizados, inferior a 0.13 mk, lo cual es totalmente aceptable si se tienen en cuenta las incertezas en las posiciones de barras.

Por otro lado, las mediciones realizadas durante la introducción de los ECULE en el núcleo de la CNA1, tal como se describen en la referencia [3.16], que hemos verificado en detalle según consta en [3.17], muestran que los valores de los parámetros predichos con la cadena WIMS-PUMA coinciden con los valores medidos, dentro del rango de los errores de medición.

Las experiencias con combustible fresco e irradiado, de uranio natural y de uranio levemente enriquecido, simuladas con WIMS (y en los casos necesarios, complementadas con cálculos de PUMA), confirman la confiabilidad de los valores obtenidos en el seguimiento de la operación de los reactores, que, en todos los casos de interés que pueden ser comparados con resultados experimentales, se encuentran dentro de los intervalos determinados por los valores medidos y sus errores de medición.

3.4 REFERENCIAS

- [3.1] "CNA - Results of Zero-Power Measurements". D. Gruen. SIEMENS AG11.2.74
- [3.2] "Evaluación de WIMS en la predicción de algunos parámetros de reactores de potencia de uranio natural y agua pesada". C. Notari y A.M.Lerner. I.T. 1167/88. CNEA.
- [3.3] "Revisión del modelo de representación del núcleo de la CNA1". Lerner,A.M., Notari C. I.T. 1161/88. CNEA.
- [3.4] "Cálculo de las experiencias realizadas durante la primera criticidad de la Central Nuclear Atucha 1 utilizando la cadena de códigos WIMS-PUMA". Lerner A.M. Informe en preparación.
- [3.5] "Cálculo de las secciones eficaces incrementales de las barras negras y grises para la CNA1". Calabrese R., Grant C., Lerner A.M., Notari C., Serra O. Presentación a la Reunión de la AATN. Noviembre 1992. CNEA.
- [3.6] "Actualización de las dimensiones del reflector del núcleo de la CNA1. Nueva localización de las perturbaciones producida por las barras de control y de corte. Comparaciones entre cálculos con ambos modelos de reflector". Grant C., Lerner A. M., Serra O. I.T. 1037/93. CNEA.
- [3.7] "Commissioning Report - Phase B Physics Measurements. Central Nuclear en Embalse". Akhtar P. - Pasanen A. AECL 1983.
- [3.8] "Evaluación de WIMS en la predicción de algunos parámetros de reactores de potencia de uranio natural y agua pesada". Notari C. y Lerner A.M. I.T. 1167/88. CNEA.
- [3.9] "Estimación de la influencia del canal combustible vacío en las constantes a ser utilizadas en los cálculos de reactor de la CNA1". A. M. Lerner y O. Serra. I.T. 1023/90 - G.I.- GACN - CNEA).
- [3.10] "Revisión del cálculo de secciones eficaces que caracterizan un canal vacío en el núcleo de la CNA1". A. M. Lerner. IT 295 (ENREN). Abril 1995.
- [3.11] "Revisión de los métodos para obtener secciones eficaces representativas del canal vacío para la CNA1". M. Pomerantz y C. Grant. I.T. 1042/91 - G.I. - GACN - CNEA.
- [3.12] "Lattice experiments with simulated burnp-up fuel for D2O power reactors" . Baumann N. P. et al.- AEC R & D Rpt. DP-1122 - SRL (1968).
- [3.13] "Simulación de experiencias en redes de UO2-PUO2-D2O con los códigos WIMS y COCAP. Experiencias en SRL". Higa M. y Notari C. - CNEA-Re-CA 80 - 13 (1980). CNEA.
- [3.14] "Plutonium production in NPD. A Comparison between experiment and calculation" . M. F. Duret et al. AECL-3995. August 1971.
- [3.15] "Plutonium Production in NPD Irradiated Fuel. Comparison of Measurements with WIMS calculations". A. M. Lerner - J. Fink. I. T. 1029/93 - Gcia. Centrales Nucleares. CNEA. (1993).
- [3.16] "Evaluación de las mediciones realizadas durante la introducción de los primeros seis elementos combustibles de uranio levemente enriquecido en la CNA1.(Fase I del plan de irradiación). Proyecto ULE-A1. Informe IF 1200-ULE-IE-002. M. Higa, R. Pérez, J. Piñeyro, J. Sidelnik, J. Fink. NASA.
- [3.17] "Revisión del Informe IF-1200-ULE-IE-002". Informe IT-299. SRN-RC. ENREN. A. M. Lerner (1995).

TABLA 3.1

Secciones eficaces para el combustible de la CNA1. Caso isotérmico frío. ⁽¹⁾
 (12.7 ppm de boro en el moderador)

0.00				
1.2658410E+00	8.8206330E-01	1.7013920E-03	9.5930620E-03	5.6757040E-05
4.4582300E-03	7.8488210E-04	5.0864740E-03	2.8952428E-04	2.0633627E-03

TABLA 3.2

Secciones eficaces para el combustible de la CNA1. Caso isotérmico caliente.
 (11.0 ppm de boro en el moderador)

0.00				
1.4198560E+00	1.0557520E+00	1.6395430E-03	8.4478520E-03	
9.9952130E-05				
3.9977210E-03	7.3750040E-04	4.6592430E-03	2.7259412E-04	1.8899342E-03

TABLA 3.3

Secciones eficaces para el reflector de la CNA1. Caso isotérmico frío.
 (12.7 ppm de boro en el moderador)

0.00				
1.30307E+00	8.83176E-01	1.77395E-05	1.30814E-02	5.08396E-05
5.28870E-04	0.0	0.0	0.0	0.0

TABLA 3.4

Secciones eficaces para el reflector de la CNA1. Caso isotérmico caliente.
 (11.0 ppm de boro en el moderador)

0.00				
1.49700E+00	1.06934E+00	1.30387E-05	1.09545E-02	9.30674E-05
3.45184E-04	0.0	0.0	0.0	0.0

⁽¹⁾ En las Tablas 3.1 a 3.4 los valores que se muestran representan respectivamente:
 Quemado

D_1	D_2	Σ_{a1}	Σ_{12}	Σ_{21}
Σ_{a2}	$v\Sigma_{f1}$	$v\Sigma_{f2}$	Σ_{f1}	Σ_{f2}

es decir, las siguientes secciones eficaces a dos grupos de energía (1 o grupo rápido, y 2 o grupo térmico) :
 coeficientes de difusión; rápido y térmico; absorción rápida; dispersión del grupo 1 al 2;
 dispersión del grupo 2 al 1; absorción térmica; producto de v por la sección eficaz de
 fisión, rápida y térmica; fisión rápida y térmica.

TABLA 3.5

Juegos de secciones eficaces incrementales de los elementos estructurales del núcleo de la CNA1 utilizadas en el cálculo de PUMA.

- /* juego 1 barras negras inferiores,
- /* juego 2 barras negras superiores (- inferiores),
- /* juego 3 barra gris (8) inferior,
- /* juego 4 barras grises (todas) superiores (- inferiores),
- /* juego 5 tubos guías,
- /* juego 6 barras parciales superiores (0. - juego 3),
- /* juego 7 barras grises (18 y 28) inferiores,

leer 7 juegos de secciones eficaces incrementales :

-6.7240E-04	1.9352E-03	1.6458E-03	-1.2459E-04	6.4723E-07	2.4582E-03
-1.5804E-05	3.2051E-06	-5.9264E-06	1.2998E-06		
2.7224E-03	2.5174E-03	-4.4059E-04	-1.3431E-05	1.9174E-06	-3.7977E-04
1.2390E-06	2.4953E-05	4.5895E-07	1.0311E-05		
3.3696E-03	5.5104E-03	4.0549E-05	4.1445E-05	3.5720E-06	1.1628E-03
-1.5256E-05	8.6452E-06	-5.7147E-06	3.4785E-06		
1.4016E-03	1.6608E-03	2.0397E-05	-3.0649E-05	1.4268E-06	3.2450E-04
-4.9606E-06	1.2295E-06	-1.8757E-06	6.1498E-07		
4.7000E-04	-9.0000E-05	1.8105E-05	-5.4844E-05	1.2105E-06	3.5787E-05
-1.5156E-06	3.1763E-07	-5.3674E-07	2.1053E-07		
-3.3696E-03	-5.5104E-03	-4.0549E-05	-4.1445E-05	-3.5720E-06	-1.1628E-03
1.5256E-05	-8.6452E-06	-5.7147E-06	-3.4785E-06		
3.4752E-03	5.6832E-03	4.1817E-05	4.2741E-05		3.6836E-06
1.1992E-03	-1.5732E-05	8.9155E-06	-5.8934E-06	3.5872E-06	

Nota: Los valores de esta tabla representan las perturbaciones a las secciones eficaces producidas por los elementos estructurales indicados en cada caso, dadas en el mismo orden que en las Tablas 3.1 a 3.4.

TABLA 3.6

Valores de bancos de barras del núcleo de la CNA1 calculados con PUMA.

	Núcleo frío	Núcleo caliente
Reactividad del estado crítico con boro sin barras (mk)	-2.25	-3.74
Diferencia obtenida con: R1+R2+R3 insertadas	-43.74	-52.15
R1+R2 insertadas	-31.60	-37.46
R1+R2 insertadas (G en 465 cm)	-27.51	-33.32
R1 insertado (G en 465 cm)	-16.03	-19.01
Todas las barras negras	-88.54	-106.40
Banco B (todas las barras insertadas salvo las parciales); ins. total	-92.30	-111.93
Banco B ; ins. 412 cm Banco B ; ins. 444 cm	-57.96	-51.40
Banco G insertado	-10.82	-12.31
Banco G ; ins. 457 cm	- 9.22	-10.46

Nota: Los valores que se muestran son diferencias con el caso de referencia. Todas las barras no mencionadas en cada caso están totalmente extraídas. Las concentraciones de boro son las críticas sin barras en todos los casos. Cuando no se explicita la inserción, se trata de inserción total.

TABLA 3.7**Valor en reactividad de algunos bancos de barras del núcleo de la CNA1. Resultados de las mediciones según [3.1].**

Banco G con el resto de barras afuera:

Valor total frío	- 10.7 mk
Valor total caliente	- 11.5 mk
Valor hasta 465cm caliente	- 10.0 mk

Banco B

Valor hasta 452cm frío	- 54.5 mk
Valor hasta 420cm caliente	- 50.0 mk

Banco R1 con el resto de barras afuera, G en 465 cm:

Valor total caliente	- 18.4 mk
----------------------	-----------

Bancos R1+R2 con el resto de barras afuera, G en 465 cm:

Valor total caliente	- 31.1 mk
----------------------	-----------

TABLA 3.8**Cálculo del estado crítico del núcleo de la CNA1 con el banco B insertado.**

Núcleo frío	C_B (ppm de boro)	Inserción (cm)	ρ_B (mk)
	2.2	472	+3.13
Inserción crítica	→	478	-1.13
Variación:			-0.71 mk/cm
Núcleo caliente	C_B (ppm de boro)	Inserción (cm)	ρ_B (mk)
	1.55	420	-3.49
Inserción crítica	→	412	3.03
Variación:			-0.81 mk/cm

Nota: En esta tabla, ρ_B significa reactividad del estado crítico con el banco B insertado.

TABLA 3.9

Datos de los experimentos realizados en la facilidad subcrítica PDP del Laboratorio de Savannah River.

Concentración isotópica en peso % del total de U+Pu para los cinco tipos de combustible.

TIPO	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴⁰	Pu ²⁴¹	Pu ²⁴²
A	0.30	99.388	0.24	0.062	0.009	0.001
B	0.30	99.431	0.25	0.016	0.002	0.001
C	0.30	99.324	0.35	0.023	0.002	0.001
D	0.50	99.500	0.0	0.0	0.0	0.0
E	0.712	99.288	0.0	0.0	0.0	0.0

TABLA 3.10

Datos de los experimentos realizados en la facilidad subcrítica PDP del Laboratorio de Savannah River.

Pureza del agua pesada y temperatura para los diferentes tipos de combustible.

Parámetro	"Cluster" de 19 barras; Paso 23.698 cm	"Cluster" de 31 barras; Paso 23.698 cm	"Cluster" de 31 barras; Paso 30.7848 cm
Pureza D ₂ O	99.565 % a	99.54 % a	99.507 % a
Temperatura	21.27 °C	20.85 °C	21.48 °C

TABLA 3.11

Cálculos y mediciones de buckling para el combustible de 19 barras de la facilidad subcrítica PDP del Laboratorio de Savannah River.

Tipo de combustible	Buckling calculado (m ⁻²)	Buckling medido (m ⁻²)	Diferencia cálculo medición	Error de medición (m ⁻²)
A	4.37	4.39	-0.02	± 0.15
B	5.21	5.24	-0.03	± 0.15
C	7.61	7.17	+0.44	± 0.15
D	0.26	0.23	0.03	± 0.30
E	5.67	5.34	0.33	± 0.15

Pureza del agua pesada: 99.565% molar
 Paso de red: 23.698 cm
 Temperatura: 21.27 °C

TABLA 3.12

Cálculos y mediciones de buckling para el combustible de 31 barras y paso de red de 23.698 cm de la facilidad subcrítica PDP del Laboratorio de Savannah River.

Tipo de combustible	Buckling calculado (m ⁻²)	Buckling medido (m ⁻²)	Diferencia cálculo medición	Error de medición (m ⁻²)
A	3.57	3.84	-0.27	± 0.20
B	4.52	5.01	-0.49	± 0.15
C	6.98	7.26	-0.28	± 0.15
D	-0.74	-1.15	+0.41	± 0.35
E	4.95	5.02	-0.07	± 0.15

Pureza del agua pesada: 99.54% molar
 Paso de red: 23.698 cm
 Temperatura: 20.85 °C

TABLA 3.13

Cálculos y mediciones de buckling para el combustible de 31 barras y paso de red de 30.7848 cm de la facilidad subcrítica PDP del Laboratorio de Savannah River.

Tipo de combustible	Buckling calculado (m ²)	Buckling medido (m ²)	Diferencia cálculo-medición	Error de medición (m ²)
A	3.33	3.56	-0.23	± 0.20
B	3.96	4.29	-0.33	± 0.15
C	5.72	6.00	-0.28	± 0.15
D	0.32	0.19	+0.13	± 0.30
E	4.29	4.41	-0.12	± 0.15

Pureza del agua pesada: 99.507% molar
 Paso de red: 30.7848 cm
 Temperatura: 21.48 °C

TABLA 3.14

Cálculos y mediciones de la variación del buckling con la temperatura para el combustible de 19 barras en la facilidad PDP (Savannah River).

Temperatura (°C)	Buckling calculado (m ²)	Buckling medido (m ²)	Diferencia relativa (%)	Error de medición (%)
22.7	5.41	5.49	-1.50	± 2.5
42.7	5.30	5.39	-1.58	± 2.5
68.0	5.16	5.21	-0.87	± 2.5
85.3	5.06	5.19	-2.44	± 2.5

Pureza del agua pesada: 99.52% molar
 Paso de red: 23.698 cm

TABLA 3.15

Concentraciones isotópicas calculadas y medidas en la facilidad canadiense NPD.

Q(MWd/tU)	N25/N28	N26/N28	N49/N28	N40/N49	N41/N49	N42/N49
C	.6121	.0168	.0777	5.60	.31	.009
E 980.	.6120	.0200	.0780	6.17	.46	.028
D(%)	.02	-16.09	-.40	-9.25	-32.07	-68.07
C	.5650	.0238	1076	8.24	.65	.029
E 1500.	.5650	.0250	.1070	8.85	.83	.050
D	.00	-4.97	.56	-6.87	-21.30	-42.46
C	.4381	.0424	.1761	16.48	2.18	.216
E 3250.	.4380	.0440	.1780	16.50	2.24	.220
D	.01	-3.53	-1.04	11	-2.79	-1.72
C	.3249	.0589	.2226	26.01	4.32	.751
E 5000.	.3250	.0620	.2220	25.90	4.24	.750
D	-.03	-4.95	.29	.41	1.90	18
C	.2466	.0702	.2466	34.61	6.38	1.594
E 6500.	.2470	.0740	.2420	34.30	6.29	1.580
D	17	-5.15	1.92	.89	1.38	.87
C	1987	.0770	.2579	41.10	7.97	2.497
E 7900.	1990	.0810	.2540	40.40	7.90	2.440
D	14	-4.98	1.54	1.74	.85	2.34
C	1661	.0815	.2641	46.30	9.25	3.411
E 9100.	1660	.0850	.2610	45.40	9.26	3.310
D	.05	-4.10	1.18	1.97	-.06	3.05
C	1218	.0876	.2704	54.72	11.36	5.326
E 10800.	1220	.0890	.2670	53.60	11.14	5.110
D	13	-1.62	1.29	2.08	2.01	4.22

C: Cálculos con WIMS.

E: Valores medidos.

D: $100.(C-E)/E$

Promedio y desviación standar de las discrepancias:

N25/N28 = $.22 \pm .33\%$ (Casos 1 a 8) ; N26/N28 = $-4.34 \pm 2.03\%$ (Casos 1 a 8)

N49/N28 = $1.08 \pm .98\%$ (Casos 1 a 8); N40/N49 = $-1.27 \pm 4.28\%$ (Casos 1 a 8)

N41/N49 = $-.57 \pm 1.77\%$ (Casos 1 a 8); N42/N49 = $-.71 \pm 3.56\%$ (Casos 1 a 8)

TABLA 3.16

Condiciones de operación a la fecha de la introducción del primer elemento combustible de uranio levemente enriquecido (ECULE) en el núcleo de la CNA1.

Temperatura promedio del moderador	:197.5 °C
Temperatura de entrada del moderador	170.0 °C
Temperatura de salida del moderador	229.9 °C
Pureza del agua pesada	99.872 % a
Concentración de Litio en refriger. y moder.	:0.40 ppm.
Masa de U/EC	< 153.5kg

TABLA 3.17

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas del núcleo de la CNA1. Canal K27.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5216.74	5216.91	5216.91	5216.91
ρ (mk)	-1.64	-0.92	-1.68	-1.89
F. Forma	1.957	1.998	1.974	1.958
MPC (MW)	7.12	7.14	7.15	7.09
MPL(W/cm)	519.6	530.5	524.2	519.8
PC(ECULE)		5.73	6.88	5.76
$\Delta\rho$		0.72	0.04	

Nota:

En las tablas 3.17 a 3.22, los superíndices ¹ ² y ³ significan respectivamente después del recambio con las barras negras y grises en la posición anterior al recambio; después del recambio y con las barras en su posición real; igual que el ítem anterior, pero con la concentración de xenón en equilibrio para el ECULE.

Además,

T (dpp)	Tiempo en días de plena potencia
F. Forma	Factor de forma (relación entre valor máximo y valor medio)
MPC	Máxima Potencia de Canal
MPL	Máxima Potencia Lineal
PC	Potencia de canal
$\Delta\rho$	Diferencia de reactividad respecto del valor anterior al recambio.

TABLA 3.18

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas del núcleo de la CNA1. Canal P12.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5218.80	5218.80	5218.80	5218.80
ρ (mk)	-1.63	-0.94	-1.70	-1.89
F. Forma	1.969	1.988	1.961	1.931
MPC (MW)	7.04	6.94	6.91	6.93
MPL(W/cm)	522.8	528.0	520.6	512.6
PC(ECULE)		6.61	6.61	6.36
$\Delta\rho$		0.69	0.07	

TABLA 3.19

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas en el núcleo de la CNA1. Canal E12.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5220.81	5220.81	5220.81	5220.81
ρ (mk)	-1.77	-1.20	-1.90	-1.72
F. Forma	1.969	1.946	1.938	1.931
MPC (MW)	6.94	6.90	6.85	6.87
MPL(W/cm)	522.9	516.7	514.6	512.8
PC(ECULE)		6.55	6.54	6.31
$\Delta\rho$		0.57	0.13	

TABLA 3.20

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas del núcleo de la CNA1. Canal P22.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5231.59	5231.59	5231.59	5231.59
ρ (mk)	-1.65	-0.96	-1.64	-1.85
F. Forma	1.966	2.015	2.015	1.939
MPC (MW)	6.98	7.05	7.05	7.03
MPL(W/cm)	522.1	535.2	535.0	515.0
PC(ECULE)		6.78	6.81	6.56
$\Delta\rho$		0.69	0.01	

TABLA 3.21

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas del núcleo de la CNA1. Canal E22.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5233.87	5231.59	5231.59	5231.59
ρ (mk)	-1.75	-1.10	-1.76	-1.95
F. Forma	1.954	1.995	1.991	1.931
MPC (MW)	6.93	6.89	6.89	6.90
MPL(W/cm)	519.0	529.8	528.6	512.7
PC(ECULE)		6.64	6.67	6.42
$\Delta\rho$		0.65	0.0	

TABLA 3.22

Cálculos de PUMA antes y después de la introducción de un ECULE en las posiciones prefijadas del núcleo de la CNA1. Canal K07.

Parámetro	Anterior al recambio	Posterior al recambio ¹	Posterior al recambio ²	Posterior al recambio ³
T (dpp)	5238.63	5238.63	5238.63	5238.63
ρ (mk)	-1.66	-1.28	-1.72	-1.88
F. Forma	1.936	1.936	1.918	1.919
MPC (MW)	6.85	6.80	6.77	6.78
MPL(W/cm)	514.0	513.9	509.3	509.5
PC(ECULE)		5.97	5.94	5.73
$\Delta\rho$		0.38	0.06	

FIGURA 3.1
Celdas de combustible de 19 y 31 barras medidas en las facilidades subcríticas PDP y SE del Laboratorio de Savannah River (EE.UU.)

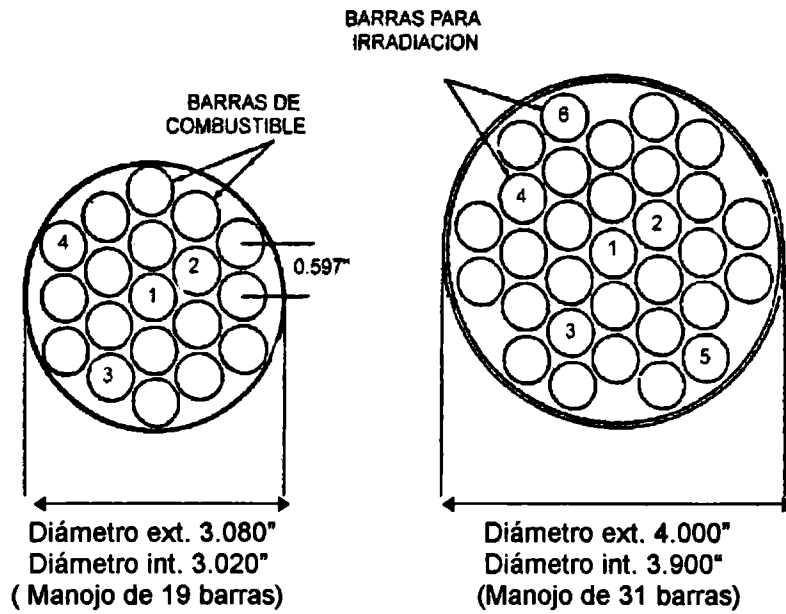


FIGURA 3.2
Combustible de 19 barras tipo B. Paso de red: 23.698 cm.

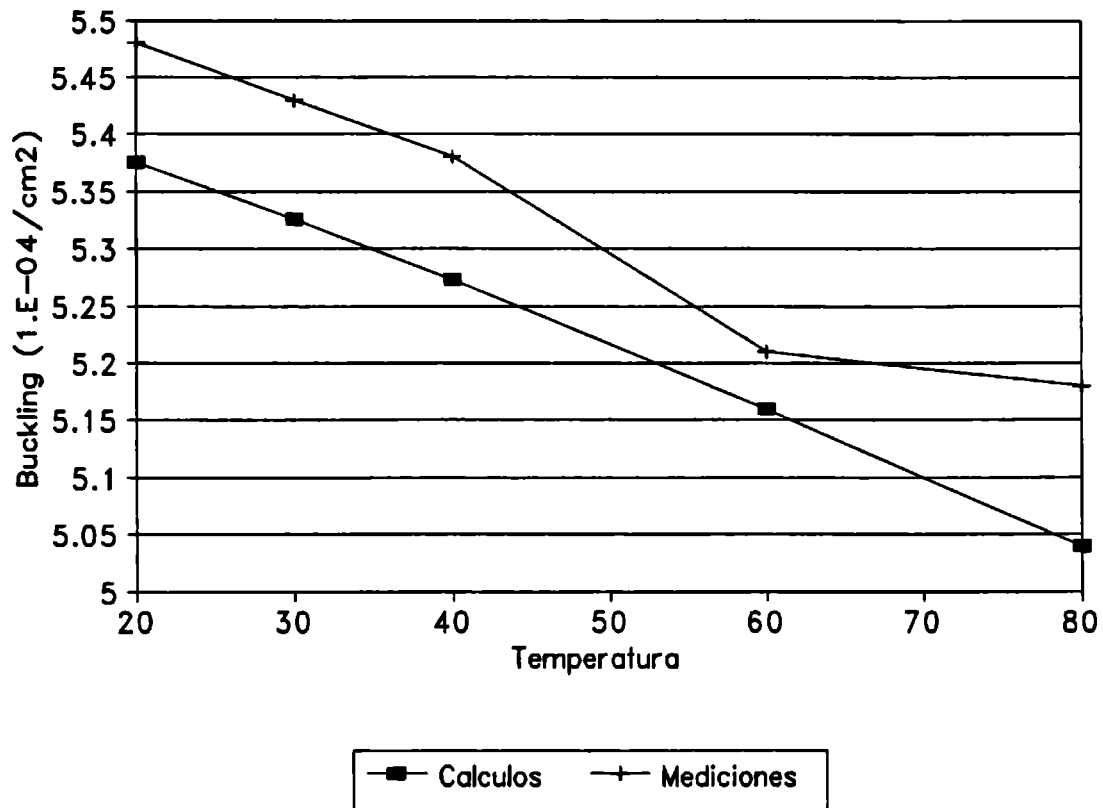
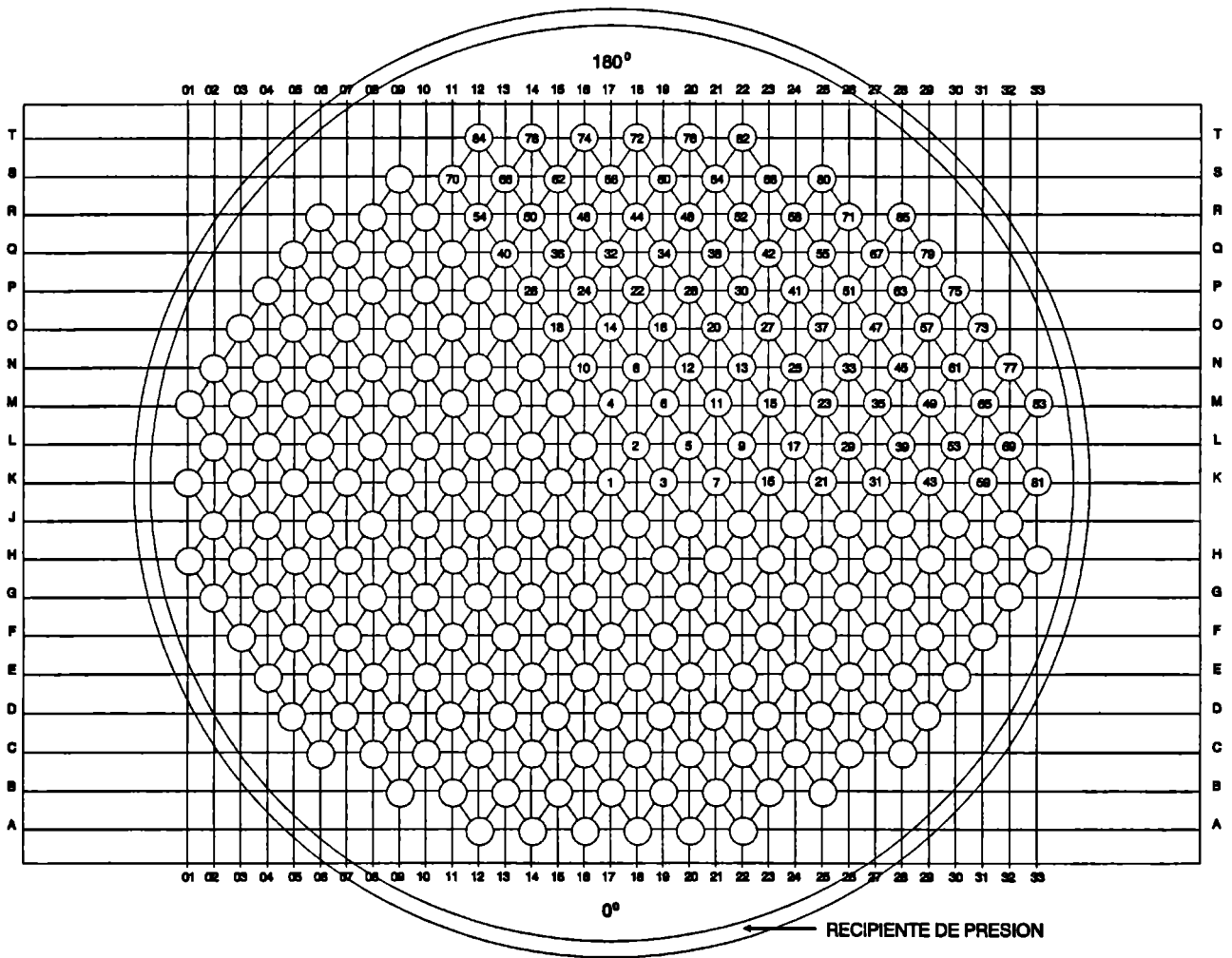


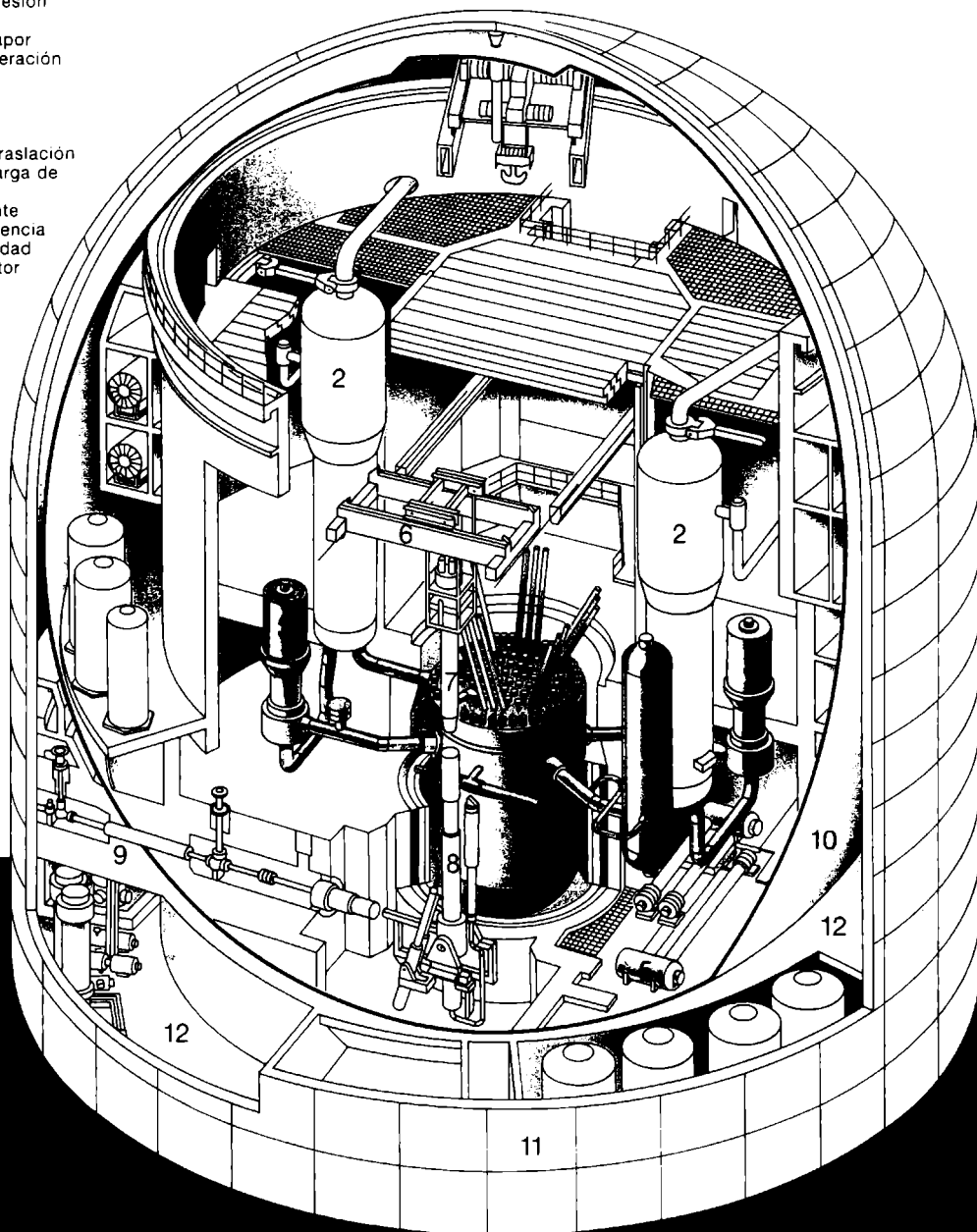
FIGURA 3.3: Esquema del núcleo de la Central Nuclear Atucha 1.



CENTRAL NUCLEAR ATUCHA 1

Sección en perspectiva del edificio del reactor

- 1 Recipiente de presión del reactor
- 2 Generador de vapor
- 3 Bomba de refrigeración del reactor
- 4 Presurizador
- 5 Refrigerador del moderador
- 6 Mecanismo de traslación
- 7 Máquina de recarga de combustible
- 8 Botella basculante
- 9 Tubo de transferencia
- 10 Esfera de seguridad
- 11 Edificio del reactor
- 12 Recinto anular



APÉNDICE 3.I
DATOS DE ENTRADA PARA WIMS.

* CANDU 31 barras. Experiencias en SRL. Combustible tipo A.
* Paso de red 23.698 cm.
* Es necesario incluir NRODS por ser 6 anillos con barras
* combustibles.

CELL 7
SEQUENCE 2
NGROUP 18 2
NMESH 24
*NMESH 18
NRODS 37 1 51 28 6 6 1
NREACT 2
NREGION 7 4
NMATERIAL 10 6
PREOUT
INITIATE
ANNULUS 1 0.796172 8
ANNULUS 2 2.10647 8
ANNULUS 3 3.50 8
ANNULUS 4 4.9 8
ANNULUS 5 4.953 8
ANNULUS 6 5.08 9
ANNULUS 7 12.4224 10
CRAIG
ARRAY 1 1 1 0 0.0
ARRAY 2 1 6 1.51638 0.0
ARRAY 3 1 6 2.62645 0.523599
ARRAY 4 1 6 3.03276 0.0
ARRAY 5 1 6 4.011964 0.7137244
ARRAY 6 1 6 4.011964 0.3334732
RODSUB 1 1 .644 1
RODSUB 1 2 .6947 7
RODSUB 2 1 .644 2
RODSUB 2 2 .6947 7
RODSUB 3 1 .644 3
RODSUB 3 2 .6947 7
RODSUB 4 1 .644 4
RODSUB 4 2 .6947 7
RODSUB 5 1 .644 5
RODSUB 5 2 .6947 7
RODSUB 6 1 .644 6
RODSUB 6 2 .6947 7
MATERIAL 1 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 2 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 3 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 4 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 5 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 6 10.26 293 1 3238.5 87.62631 1235.4 .265\$
16 11.8468 236.0 0.002582 3239.1 0.2019 1240 0.05\$
241 0.006 242 0.00077 11 1.2E-04
MATERIAL 7 2.321 293 2 27 100.
MATERIAL 8 1.105 293 3 16 79.90312 6001 0.02517 2002\$
20.07171
MATERIAL 9 2.7 293 4 27 100.
MATERIAL 10 1.105 293 4 16 79.90312 6001 0.02517 2002\$
20.07171
FEWGROUPS 2 5 10 15 23 24 26 27 36 39 45 48 53 56 60 63 66 69
*MESH 1 1 1 1 1 1 10
MESH 3 3 3 3 1 1 10
SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 1 -1
BUCKLING 0.000472468 0.000244534

BEGINC
THERMAL 7
*OPTION 2
DIFFUSION 2
BUCKLING 0.000472468 0.000244534
LEAKAGE 5
*PARTITION 45 69
*REACTION 3238.5 293 1235.4 293
BEGINC
* Pureza molar de 99.54% y Dens tablas alemanas.
MATERIAL 6 1.10851 293 3 16 79.92368 6001 0.046317 2002\$ 20.03000
MATERIAL 8 1.10851 293 4 16 79.92368 6001 0.046317 2002\$ 20.03000
BEGINC
BEGINC

APÉNDICE 3.II

DATOS DE ENTRADA PARA WIMS

 * CANDU 19 barras. Experiencias en SRL. Combustible tipo B.
 * Variación con la temperatura. Pureza 99.52% molar.
 * Se ha eliminado el tubo para esta experiencia.

CELL 7
 SEQUENCE 2
 NGROUP 18 2
 NMESH 18
 NREACT 2
 NREGION 6 3
 NMATERIAL 8 4
 PREOUT
 INITIATE
 ANNULUS 1 0.80 6
 ANNULUS 2 2.40 6
 ANNULUS 3 3.81 6
 ANNULUS 4 3.83540 6
 ANNULUS 5 3.91160 7
 ANNULUS 6 12.4224 8
 CRAIG
 ARRAY 1 1 1 0 0.0
 ARRAY 2 1 6 1.51638 0.0
 ARRAY 3 1 6 2.62645 0.523599
 ARRAY 4 1 6 3.03276 0.0
 RODSUB 1 1 .644 1
 RODSUB 1 2 .6947 5
 RODSUB 2 1 .644 2
 RODSUB 2 2 .6947 5
 RODSUB 3 1 .644 3
 RODSUB 3 2 .6947 5
 RODSUB 4 1 .644 4
 RODSUB 4 2 .6947 5
 MATERIAL 1 10.26 295.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 2 10.26 295.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 3 10.26 295.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 4 10.26 295.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 5 2.321 295.7 2 27 100.
 MATERIAL 6 1.10801 295.7 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 MATERIAL 7 1.10801 295.7 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 *MATERIAL 7 2.7 295.7 4 27 100. Sin "housing tube"
 MATERIAL 8 1.10801 295.7 4 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 FEWGROUPTS 2 5 10 15 23 24 26 27 36 39 45 48 53 56 60 63 66 69
 MESH 3 3 3 3 1 5
 SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 1 -1
 BUCKLING 0.0003 0.0002
 BEGINC
 THERMAL 7
 *OPTION 2
 DIFFUSION 2
 BUCKLING 0.0003 0.0002
 LEAKAGE 5
 *PARTITION 45 69
 *REACTION 3238.5 295.7 1235.4 295.7
 BEGINC
 MATERIAL 1 10.26 315.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 2 10.26 315.7 1 3238.5 87.66096 1235.4 .26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$

241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 3 10.26 315.7 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 4 10.26 315.7 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 5 2.321 315.7 2 27 100.
 MATERIAL 6 1.10043 315.7 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 MATERIAL 7 1.10043 315.7 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 *MATERIAL 7 2.7 315.7 4 27 100.
 MATERIAL 8 1.10043 315.7 4 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 BEGINC
 BEGINC
 MATERIAL 1 10.26 341 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162 \$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407\$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 2 10.26 341 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162 \$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407\$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 3 10.26 341 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162 \$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407\$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 4 10.26 341 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162 \$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407\$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 5 2.321 341 2 27 100.
 MATERIAL 6 1.08628 341 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 MATERIAL 7 1.08628 341 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 *MATERIAL 7 2.7 341 4 27 100.
 MATERIAL 8 1.08628 341 4 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 BEGINC
 BEGINC
 MATERIAL 1 10.26 358.3 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 2 10.26 358.3 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 3 10.26 358.3 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 4 10.26 358.3 1 3238.5 87.66096 1235.4.26162\$
 16 11.8473 236.0 0.00281 3239.1 0.21206 1240 0.01407 \$
 241 0.001803 242 0.000091 11 1.2E-04
 MATERIAL 5 2.321 358.3 2 27 100.
 MATERIAL 6 1.07428 358.3 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 MATERIAL 7 1.07428 358.3 3 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 *MATERIAL 7 2.7 358.3 4 27 100.
 MATERIAL 8 1.07428 358.3 4 16 79.92529 6001 0.048332 2002\$
 20.02638
 BEGINC
 BEGINC

4. ACCIDENTES.

4.1 CONSIDERACIONES GENERALES.

Es habitual reconocer, en cualquier instalación nuclear, una serie de barreras a la posibilidad de una liberación indeseada de radioactividad. La serie de barreras más común está constituida por:

- las vainas de los elementos combustibles;
 - el canal combustible;
 - el recipiente del reactor y/o el contorno de alta presión del sistema primario;
 - la contención del reactor
- y, en algunos casos,
- la zona de exclusión que la rodea.

Un accidente nuclear [4.1] se define como un evento no intencionado que reduce la integridad de una o más barreras hasta un nivel que está por debajo del permitido según el diseño y los criterios de operación normales.

Se deduce de esta definición que un accidente nuclear no necesariamente involucra algún aumento importante en el riesgo inmediato; sin embargo, puede haber resultado como consecuencia o como originante de una disfunción que requiere corrección antes de que se produzcan otras consecuencias indeseadas, restableciendo así los márgenes originales de seguridad y preservando la integridad de la instalación.

Los accidentes más triviales imaginables ([4.2] por ejemplo) involucran liberación de radioactividad en una magnitud semejante a la que acompaña a la operación normal de la planta. A medida que aumenta la seriedad del evento, la magnitud de la liberación de actividad es cada vez más importante.

Existen diferentes tipos de accidentes cuyos eventos iniciantes son parte de las "bases de diseño" o bien son considerados en la evaluación a posteriori del diseño de un reactor, y deben estar contenidos en el informe de seguridad del mismo. Ejemplos de este tipo de accidentes son:

- Accidentes de pérdida de refrigerante, producidos por ejemplo por rotura de cañerías;
- Accidentes de incremento de reactividad indeseado, como por ejemplo, la expulsión accidental de barras de control;
- Roturas en la contención del reactor.

Existe otro tipo de accidentes que, aunque más serios que los recién mencionados, son tan improbables que pueden ser ignorados al analizar tanto los aspectos de seguridad de la planta como los ambientales. Tales accidentes involucran, o bien una secuencia no creíble de eventos improbables, o bien, un único evento cuya probabilidad de ocurrencia es despreciable (menor que 10^{-7} / año).

En lo que sigue, analizaremos algunos aspectos de los accidentes que involucran pérdida de refrigerante. Para su análisis, una correcta predicción del coeficiente de reactividad por vacío es de fundamental importancia; por ello, hemos seleccionado un tipo de accidentes previamente calculado con otras herramientas, a fin de realizar el cálculo con WIMS, mostrando que es una herramienta idónea para el cálculo de los coeficientes de reactividad.

4.2 TIPO DE ACCIDENTE A CONSIDERAR.

El tipo de accidente seleccionado tiene la particularidad de formar parte de los estudios de seguridad realizados por los canadienses con herramientas de cálculo propias, para sus reactores de potencia tipo CANDU.

Si bien no siempre es posible, dada la naturaleza de los accidentes a analizar, verificar la validez de los cálculos canadienses por comparación con valores medidos, se supone que dichos cálculos tienen el margen de seguridad necesario como para que los reactores CANDU hayan podido ser licenciados para su operación. Es por esa razón que tiene sentido la comparación de nuestros cálculos con los de sus diseñadores, o con otros cálculos que los toman como referencia, dado que nuestra Central Nuclear de Embalse tiene ese diseño.

Cualquier disminución en el flujo de refrigerante a través del núcleo de un reactor, puede conducir a serias consecuencias en la planta en su totalidad. Tal pérdida en el caudal de refrigerante puede deberse a pequeñas pérdidas en alguna cañería, o a la rotura parcial o total de alguna de las cañerías mayores. Es esta última situación la que es el punto de partida para el diseño de una planta que contemple el comportamiento ante un LOCA ("loss of coolant accident"). Para el caso de los reactores tipo HWR, se postula que la rotura en cuestión, por tratarse del caso más severo, ocurriría en alguno de los lazos del circuito primario de refrigeración.

4.2.1 PRINCIPALES PARÁMETROS A DETERMINAR: VACÍO DE REFRIGERANTE, EFECTOS DE TEMPERATURA.

Analizaremos en primer término algunos de los parámetros neutrónicos relacionados con la seguridad, cuyo comportamiento es esencial tanto en condiciones normales de operación como en situaciones accidentales.

Consideremos un reactor refrigerado y/o moderado por líquido. La aparición de vacío (o de disminución en la densidad de refrigerante o moderador respecto de su valor nominal) puede deberse a alguna de las siguientes razones: la entrada en ebullición del líquido, con la consiguiente aparición de vapor, debido a un cambio de temperatura o de presión), o la pérdida de dicho líquido por rotura de alguna cañería.

En ambos casos se produce una disminución efectiva de la densidad media del líquido, cuyos efectos se analizan a través del comportamiento de la variación de la reactividad con la fracción de vacío presente, es decir, el coeficiente de vacío.

Cuando este coeficiente es positivo, un incremento en la fracción de vacío genera un incremento de reactividad, lo cual es claramente indeseable.

En los reactores en los cuales el refrigerante está físicamente separado del moderador, como es el caso del diseño CANDU, o de los HWR tipo recipiente de presión, como Atucha, el coeficiente de reactividad por vacío es positivo, de modo que se hace necesaria una adecuada protección contra incrementos indeseables de reactividad; ésta debe preverse a través de mecanismos tales como tomar en cuenta factores de seguridad por sobrepotencia adecuados, niveles operativos seguros y apagado del reactor ante ciertas señales.

Queda clara entonces la importancia de la verificación de que el coeficiente de reactividad por vacío tenga el valor de diseño.

Existen condiciones operativas en las cuales se producen cambios en la temperatura, y muchos de los parámetros neutrónicos que determinan el valor del factor de multiplicación de un reactor, dependen de ella. Como resultado, un cambio en la temperatura conducirá a un cambio en el factor de multiplicación, y alterará la reactividad del sistema. Este efecto es muy importante para la operación de un reactor, y, en última instancia, en la seguridad del mismo.

La medida en la cual se ve afectada la reactividad ante cambios en la temperatura del sistema está dada por el coeficiente de reactividad por variación de la temperatura.

La respuesta de un reactor ante cambios de temperatura está esencialmente determinada por el signo de este coeficiente. Si el signo es positivo, un incremento en la temperatura conducirá a un aumento en la reactividad, lo cual, a su vez, producirá un aumento en el nivel de potencia del reactor, que generará un aumento de temperatura. Es decir, un coeficiente de reactividad por temperatura positivo conduce, ante un incremento en la temperatura, a un sostenido aumento de la misma y de la potencia mientras no actúe ningún mecanismo de control que revierta este proceso, que llegue eventualmente a apagar el reactor si es necesario, o, en caso extremo en que ningún mecanismo actúe, se inicie la fusión del núcleo. Si, en cambio, dicho coeficiente es negativo, un incremento en la temperatura produce un decrecimiento de la reactividad, y por lo tanto de la potencia, lo cual provocará un decrecimiento de la temperatura, volviendo al reactor a su estado anterior.

De lo que antecede se deduce que un reactor con coeficiente de reactividad por temperatura positivo es inherentemente inestable ante cambios de temperatura, mientras que es estable si dicho coeficiente es negativo.

Debe señalarse, sin embargo, que la temperatura habitualmente no cambia uniformemente en todo el reactor. Es necesario, entonces, especificar cuál es el componente cuya temperatura se ha modificado, apareciendo así el concepto de coeficiente de temperatura de combustible, refrigerante o moderador.

Dado que la temperatura del combustible responde inmediatamente ante cambios de potencia en el reactor, el coeficiente de temperatura respectivo, también llamado "coeficiente instantáneo de temperatura", es muy importante en lo que concierne a la seguridad del reactor. Para la mayoría de los reactores existentes en la actualidad, este coeficiente es negativo o casi nulo y dada su importancia, éste suele ser requisito indispensable para que un reactor obtenga la autorización para operar.

El coeficiente de temperatura de moderador es de menor importancia que el anterior, pero aún así es deseable que su valor sea negativo para asegurar la estabilidad durante la operación. Su variación está determinada por la variación de las secciones eficaces involucradas y por la variación de la densidad con la temperatura, siendo este último efecto el más importante.

4.3 ESTIMACIÓN DEL COEFICIENTE DE VACÍO EN REACTORES DE POTENCIA.

El coeficiente de vacío en facilidades de potencia cero, y los coeficientes de reactividad por variación de temperatura de combustible, refrigerante y moderador para los reactores en general, se han calculado en los capítulos 2 y 3.

En esta sección analizamos el comportamiento del coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante en diversas situaciones características de los reactores de potencia, de especial interés en los casos de accidente de pérdida de refrigerante. Se ha particularizado este análisis para los reactores en los cuales el refrigerante y el moderador están físicamente separados. En este caso, el coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante resulta positivo.

Los resultados para los coeficientes de reactividad por variación de temperatura de refrigerante y moderador, tal como hemos mostrado en el capítulo 2, tienen un muy buen acuerdo con los valores medidos. También hemos mostrado que es correcta la predicción del valor de diversos parámetros en combustibles irradiados en reactores de potencia.

En la referencia [4.3] se describen los resultados de calcular con WIMS los coeficientes de reactividad para una celda tipo CANDU. Las tablas 4.1 y 4.2 muestran los cambios de reactividad en función del quemado cuando se vacía el refrigerante, y cuando disminuye la temperatura del combustible en 300 °C respectivamente. No se han considerado incrementos en la temperatura de combustible, ya que, en ese caso, debido a que el correspondiente coeficiente es negativo, la reactividad disminuiría, es decir, se produciría una variación de los parámetros neutrónicos hacia el lado seguro.

El conjunto de las evaluaciones mencionadas en lo que antecede, induce a reafirmar que la predicción del coeficiente de vacío en reactores de potencia es también confiable.

4.4 SIMULACIÓN DE ACCIDENTES CON PÉRDIDA DE REFRIGERANTE.

La correcta predicción del valor del coeficiente de vacío tiene una implicancia directa cuando se simulan accidentes con pérdida de refrigerante. Cuando el refrigerante y el moderador están físicamente separados, se observa que, mientras que la pérdida de moderador conduciría a un decrecimiento de la reactividad, por desaparición de la función termalizadora, la pérdida de refrigerante resulta en un incremento de la reactividad de la celda. La presencia de venenos, es decir, absorbentes adicionales en el refrigerante, así como el boro en el moderador, pueden modificar el valor de esa variación. Sin embargo, el signo positivo de la misma se mantiene, en general, con el quemado del combustible.

A medida que el refrigerante se degrada en su pureza, la reactividad por vacío se incrementa, ya que el agua liviana es absorbente de neutrones y la ausencia de refrigerante produce entonces una disminución en la absorción. La presencia de boro en el moderador también aumenta la reactividad por vacío ya que en una red con moderador envenenado, el nivel de flujo disminuye, y, por lo tanto, disminuye la absorción en el boro, dando origen a una reactividad positiva.

En estudios previos hemos puesto en evidencia la diferente evaluación del coeficiente de vacío que dan WIMS y el código de celda canadiense POWDERPUFS-V (PPV) ([4.4], [4.5], [4.6]). Es un hecho reconocido por los propios canadienses que este último código subestima el efecto del vacío.

La figura 4.1 muestra la variación del coeficiente de vacío con el quemado para una celda tipo CANDU, tal como la predicen los códigos WIMS y PPV. Se observa que WIMS predice un valor más alto para el coeficiente de vacío en todo el rango de quemados analizado; además, dicho coeficiente se mantiene relativamente constante a partir de un quemado del orden de 3500 MWd/TU. En otras palabras, según WIMS, la pérdida de refrigerante produce un mayor incremento de reactividad en todo el rango de quemados.

Se ha analizado también la sensibilidad del coeficiente de vacío ante variaciones en la pureza del agua pesada, observándose además que es prácticamente independiente del valor del quemado, para los valores estudiados. En la figura 4.2 se ha representado la variación del coeficiente de vacío con dicha pureza, calculada con WIMS y con PPV, para un quemado de alrededor de 6500 MWd/TU. En esta figura se observa que ambos códigos predicen un decrecimiento lineal del coeficiente de vacío a medida que aumenta la pureza del refrigerante, subsistiendo la diferencia en valor absoluto, entre 5.5 y 6 mk aproximadamente, para quemados en el rango de interés para este cálculo.

Esta diferente evaluación del coeficiente de vacío aparecerá más adelante como factor determinante en las diferencias de potencia observadas en el caso de un evento con pérdida de refrigerante.

Con el objeto de comparar los resultados obtenidos utilizando el código de celda PPV, con los correspondientes de WIMS, se ha simulado un accidente por pérdida de refrigerante en un núcleo tipo CANDU en equilibrio, equivalente al de [4.7], es decir, una rotura del 30% en el área de una cañería del circuito primario de un lado del reactor.

Para este tipo de análisis es necesario utilizar un esquema de cálculo que requiere el uso de un código de celda, un código de reactor y uno de planta.

El reactor tipo CANDU 600 fue modelado, tal como se describe en [4.7], utilizando una representación de núcleo completo simulada con el código PUMA. Los dispositivos de reactividad y los materiales estructurales fueron representados en forma explícita y con todo detalle, tomando como referencia al reactor de la Central Nuclear de Embalse. Los códigos de celda y de reactor utilizados en dicho trabajo fueron PPV y PUMA.

Las condiciones iniciales del reactor, inmediatamente antes del LOCA (accidente de pérdida de refrigerante), son un aspecto importante en este tipo de cálculos, y se han elegido tomando en cuenta criterios conservativos. Para los casos perturbados respecto de la situación de referencia, se ha elegido la situación que corresponde a haber operado a plena potencia, con ausencia de productos de fisión saturados en el combustible, y con contenido de boro en el moderador, lo cual incrementa el coeficiente de reactividad por vacío.

Desde el punto de vista termohidráulico, se representaron los dos circuitos de refrigerante del núcleo CANDU 600; dado que ambos circuitos se comunican, una rotura en un punto del circuito primario influye en última instancia en todo el sistema.

Las roturas implican transitorios con cambios de reactividad debidos al aumento de vacío en el refrigerante, que se traduce en un aumento de potencia. En este caso se ha simulado, como se ha dicho, una rotura del 30% en una cañería del circuito primario, que afecta inicialmente a un conjunto de canales.

En este análisis utilizamos WIMS como código de celda, y los mismos códigos de reactor y de planta que los usados en [4.7], de modo que las diferencias en los resultados sólo pueden provenir de ese nivel del cálculo, es decir, en la diferencia en las evaluaciones de PPV y WIMS.

Dado que las simulaciones involucradas en estos cálculos no son del tipo de gestión de combustible detallada, se ha hecho en [4.7] la simplificación de considerar al núcleo dividido en dos zonas de quemado diferentes, la interior y la exterior, con valores de quemado de extracción de 7128 y 6254 MWd/tU respectivamente. Esos valores han sido elegidos de modo de tener un flujo razonablemente plano para un reactor de estas características, es decir, evitar situaciones en las que los combustibles de una cierta región del núcleo estén exigidos a generar potencias mucho más altas que otros. Hemos introducido en nuestros cálculos esa misma modelización, a fin de no generar diferencias adicionales que podrían producirse por usar modelos de núcleo diferentes.

Utilizando WIMS, hemos realizado una evolución de la celda CANDU en las condiciones del problema, con el objeto de obtener las secciones eficaces de la celda, representativas de la situación de referencia, para los dos valores de quemado de interés: 6254 y 7128 MWd/tU.

Los datos de entrada utilizados se muestran en el Apéndice 4.I.

Se obtienen así conjuntos de secciones eficaces para cada tipo de combustible, y por trozo, que serán usadas como valores de referencia previos a la rotura.

A partir de esta situación, iniciamos el ciclo neutrónico-termohidráulico, simulando la rotura y recalculando el núcleo con las nuevas distribuciones de densidad de refrigerante y de temperaturas. Tal como se mencionó anteriormente, las nuevas distribuciones de densidad de refrigerante producen resultados diferentes en los dos códigos de celda que se comparan, dando como resultado juegos de secciones eficaces diferentes que serán utilizadas en el cálculo de reactor. Dado el mayor valor para el coeficiente de vacío calculado con WIMS, se observan en consecuencia mayores valores para el pico de potencia generado por la aparición de vacío.

Hemos calculado con WIMS las secciones eficaces perturbadas, cada 0.1 segundos a partir del momento en el cual se produjo la rotura, desde el instante inicial ($t=0$) hasta los 0.8 segundos, tomando para cada paso de tiempo los valores de densidad de refrigerante y de temperaturas producido por el cálculo termohidráulico. A partir de los 0.883 segundos se ha supuesto que comienzan a introducirse las barras de parada del reactor, que corresponde al instante en que se produce la señal de disparo de caída de barras por nivel de alto flujo neutrónico, según [4.7].

El cálculo de reactor con la distribución de secciones eficaces obtenida, da un mapa de potencias de canal y por trozo, y valores de flujo neutrónico para cada instante.

La secuencia de cálculo se puede representar esquemáticamente como lo muestra la figura 4.3.

A los 0.883 segundos de iniciada la rotura comienza la inserción de barras, según la ley de caída que se muestra en la figura 4.4, del mismo modo que en [4.7]. Los mayores valores de potencia obtenidos corresponden, como se ha explicado, por un lado, a la diferente evaluación del coeficiente de vacío producida por uno u otro código de celda, y por otro, al hecho de que se ha elegido, a los efectos de la comparación, el mismo instante para comenzar la inserción de barras. En realidad, los valores de flujo calculados con la cadena WIMS-PUMA para ese instante son mayores que los correspondientes al caso de referencia; si se utilizaran los mismos niveles de disparo de las señales que producen la caída de las barras, la inserción de barras se produciría antes.

En este trabajo, dado su objetivo, hemos elegido comparar, a iguales tiempos, la diferencia en los picos de potencia. Haciendo una estimación de la diferencia de reactividad producida por el diferente coeficiente de vacío, se observa que el distinto valor del pico de potencia es consistente con dicha diferencia.

Las figuras 4.5 a 4.9 muestran la potencia de canal para cada uno de los canales que se encuentran a lo largo de una línea media en el núcleo (línea M), obtenida con PUMA, graficada para distintos instantes de tiempo.

Se puede observar el crecimiento de la potencia en forma asimétrica, en correspondencia con el sector del núcleo en el que se ha producido la rotura parcial. Los "dientes de sierra" observados se deben a que los canales que están en el paso crítico, es decir, aquel en el que se ha producido la rotura, tienen mayor vapor que sus vecinos, y por lo tanto mayor potencia debido al coeficiente de reactividad por vacío positivo.

En la figura 4.10 se ha graficado la evolución de la potencia instantánea total en unidades de la potencia instantánea inicial, en función del tiempo, a partir del instante en el que se produjo la rotura, y hasta alrededor de los 2 segundos después, tiempo para el cual la potencia ha decrecido por efecto de la caída de barras, hasta alcanzar su valor para inserción total.

Los resultados equivalentes de [4.7], se reproducen en las figuras 4.11 a 4.16; tal como se ha mencionado, se observa que WIMS predice un crecimiento de la potencia de la misma forma pero bastante mayor en magnitud que el predicho por PPV, o, lo que es equivalente, se alcanzan iguales niveles de potencia en intervalos de tiempo menores.

Dichos resultados indican que el cálculo de un accidente de pérdida de refrigerante como el aquí postulado, cuando se calcula con la cadena WIMS/ PUMA/ código de planta, de una manera equivalente a la utilizada por los diseñadores del CANDU, y confirmada en [4.7], pero en la que hemos sustituido el código de celda PPV por WIMS, se obtienen curvas de crecimiento de la potencia instantánea total semejantes a las de esos análisis. Los tiempos en los que se alcanza cada valor de potencia son menores, señal de una mayor inserción de reactividad en tiempos menores, debida al mayor valor del coeficiente de vacío predicho por WIMS. Tomar en cuenta estas últimas evaluaciones, sería ponerse en una posición conservativa, más segura.

Para realizar el cálculo que acá se describe debimos desarrollar un conjunto de programas utilitarios auxiliares y adaptar otros ([4.8], [4.9]), que sirvieron de interfase entre los códigos de celda y de reactor, y entre el cálculo termohidráulico y el de celda nuevamente.

En los Apéndices 4.II y 4.III se muestran los listados de dichos programas, de utilidad toda vez que se haga uso de la cadena de códigos que aquí se ha usado.

4.5 REFERENCIAS:

- [4.1] "The Technology of Nuclear Reactor Safety - Reactor Core" Vol. I. - J. R. Dietrich. The MIT Press 1964.
- [4.2] "Nuclear Reactor Engineering". J. R. Lamarsh (1975).
- [4.3] "Calculations of IAEA Reactor Physics Benchmark Problems for PHWR in CNEA (Argentina) - Progress Rpt. #1: Cell Calculations". F. Bassarsky, C.R. Calabrese, J. M. Fink. IT 1021/90 (1990). CNEA.
- [4.4] "Estudio del cambio de reactividad en función del quemado ante vaciado de refrigerante, con constantes a dos grupos obtenidas con el código WIMS - D/4, en una celda tipo CANDU". M. Pomerantz. I.T. 1005/91. CNEA.
- [4.5] "Cálculo del coeficiente de vacío para la celda de la CNA1. Efecto en la probabilidad de escape a las resonancias". A. M. Lerner - C. Notari. CNEA Re 154 (1978).
- [4.6] "Cálculos comparativos de la evolución de la reactividad con el quemado y de los coeficientes de reactividad para la celda de la CNA1, obtenidos con los códigos COCAP, WIMS-D y POWDERPUFS-V". A. M. Lerner, S. Makler. CNEA Re-CA 79-7 (1979).
- [4.7] "Sistema de cálculo de accidentes por pérdida de refrigerante con acoplamiento neutrónico-termohidráulico para reactores tipo CANDU". R. Calabrese y S. Gersberg. I.T. 1046/92 (1992). CNEA.
- [4.8] "Cálculo de concentraciones isotópicas promediadas". J. M. Fink. Comunicación personal. (1994) CNEA.
- [4.9] "Sistema de programas utilitarios para el análisis de un LOCA en un reactor CANDU, con la cadena de códigos POWDERPUFS - PUMA". R. Calabrese. Comunicación personal. (1995).

TABLA 4.1
Cambio de reactividad ante vaciado de refrigerante para una celda tipo CANDU en función del quemado.

Quemado (MWd/TU)	$\Delta\rho_{\infty}$ (mk)	$\Delta\rho$ efectivo (mk)
0	17.18	16.82
0.001	17.78	17.37
800	16.27	15.79
1600	15.16	14.59
2400	14.65	14.04
3200	14.47	13.81
4000	14.42	13.76
4800	14.44	13.76
5600	14.46	13.78
6400	14.47	13.78
7200	14.48	13.74
8000	14.47	13.72

TABLA 4.2
Cambio de reactividad ante variación de la temperatura de combustible para una celda tipo CANDU en función del quemado.

Quemado (MWd/TU)	$\Delta\rho$ (mk)	$\Delta\rho$ (mk)
0	5.40	5.78
0.001	5.42	5.80
800	4.08	4.36
1600	3.17	3.40
2400	2.64	2.81
3200	2.24	2.39
4000	1.89	2.03
4800	1.57	1.68
5600	1.26	1.36
6400	0.95	1.05
7200	0.63	0.70
8000	0.32	0.37

FIGURA 4.1
Coefficiente de vacío en función del quemado para una celda CANDU.

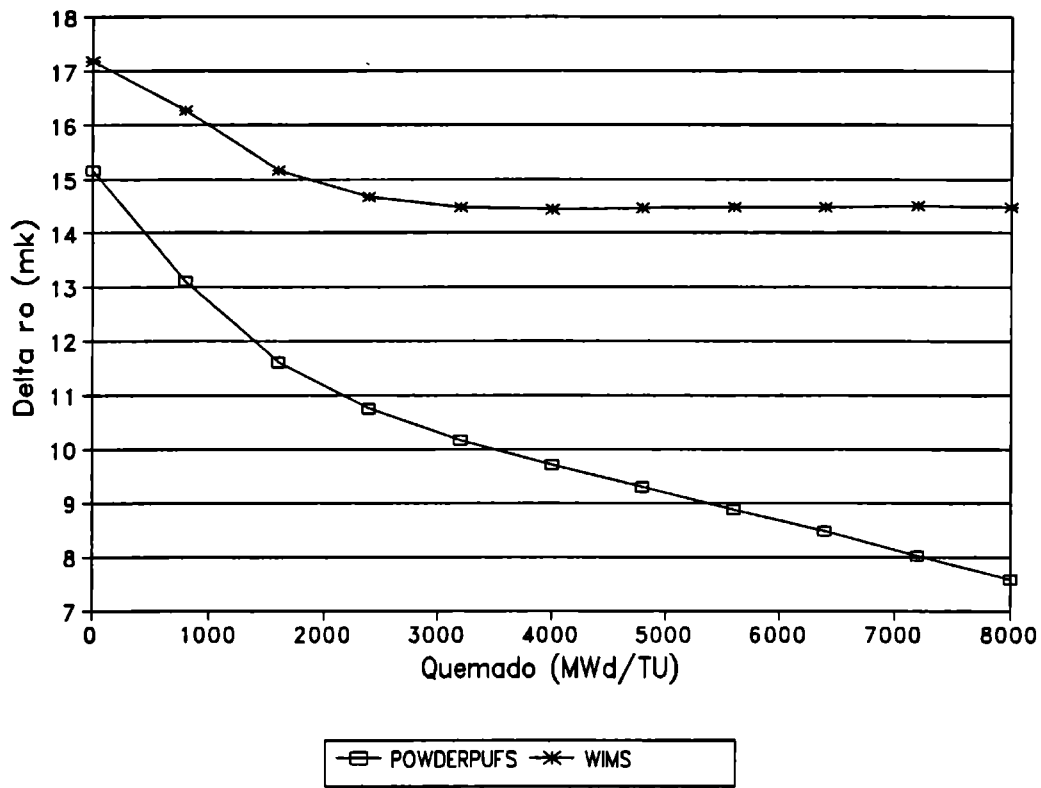


FIGURA 4.2
Coefficiente de vacío en función de la pureza del D₂O.

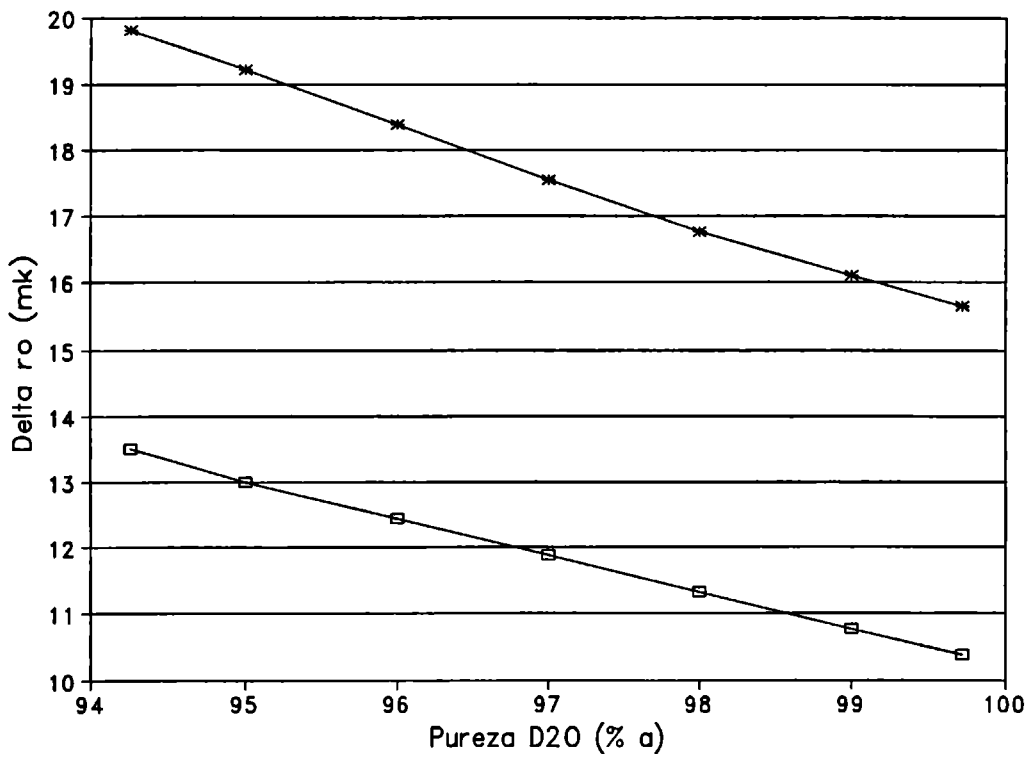


FIGURA 4.3
Esquema de cálculo neutrónico-termohidráulico.

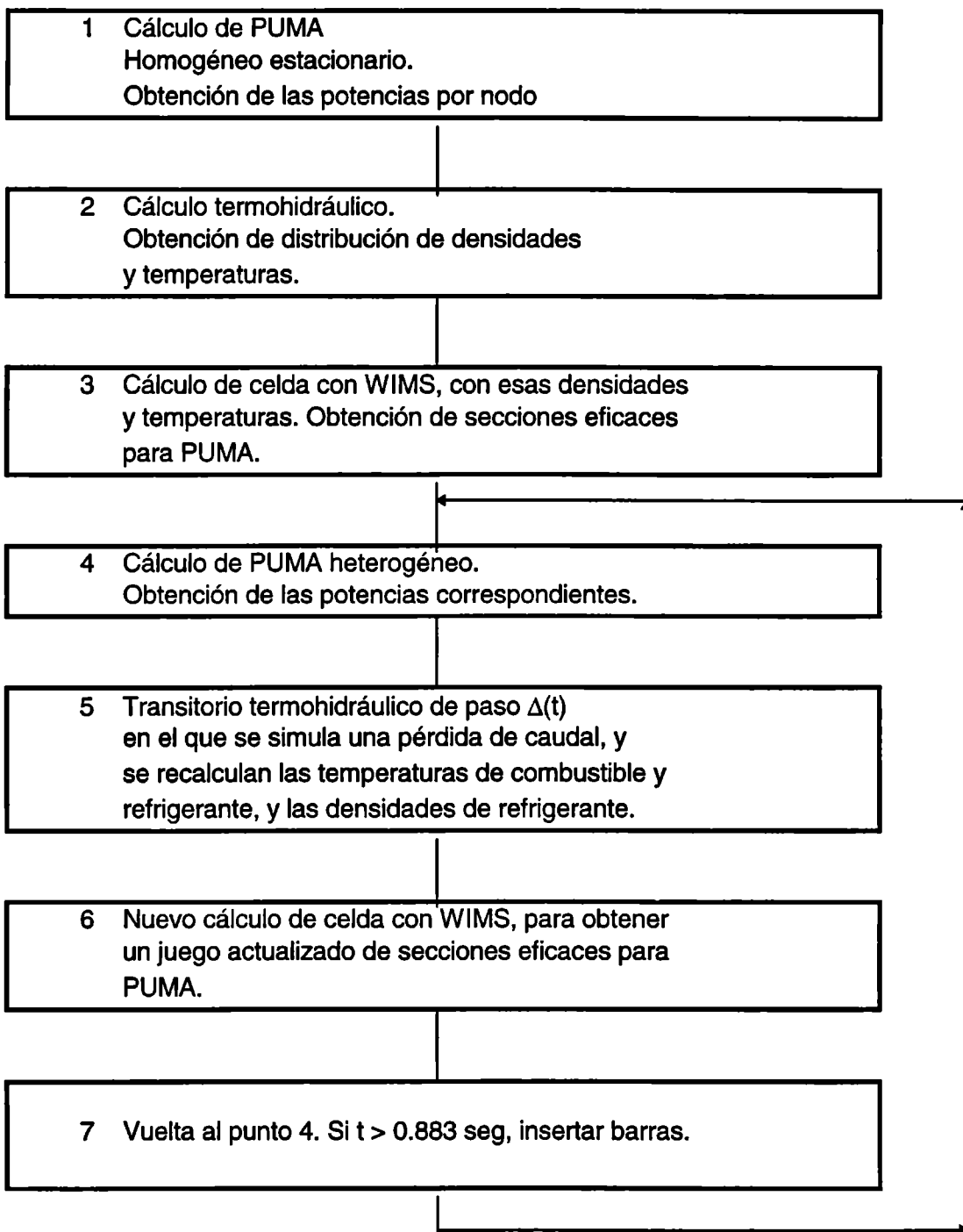


FIGURA 4.4
Ley de caída de barras. Inserción en función del tiempo.

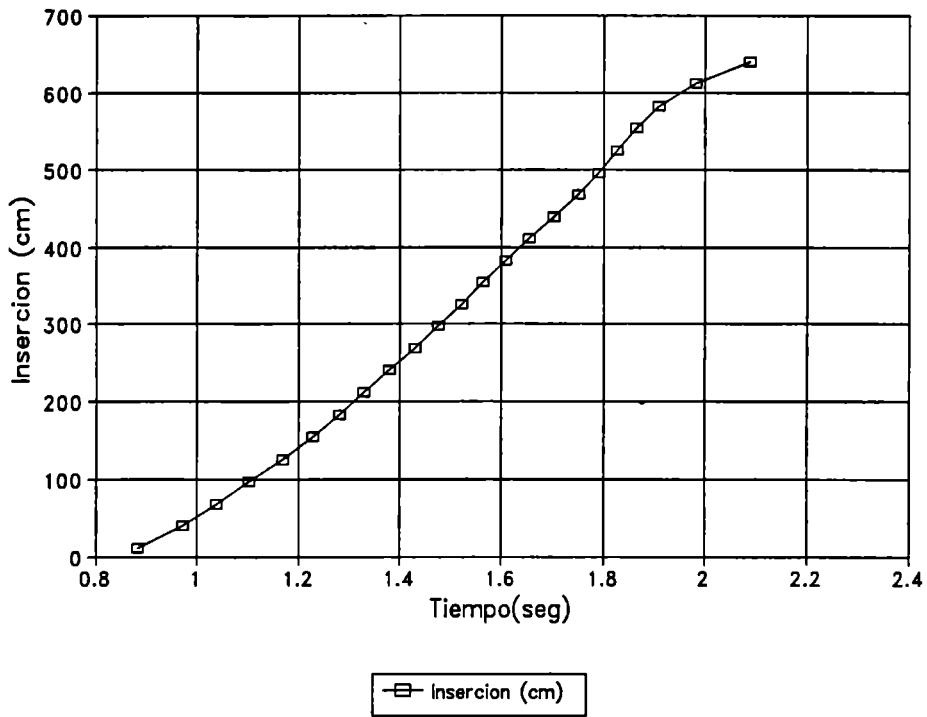


FIGURA 4.5
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 0.5 seg

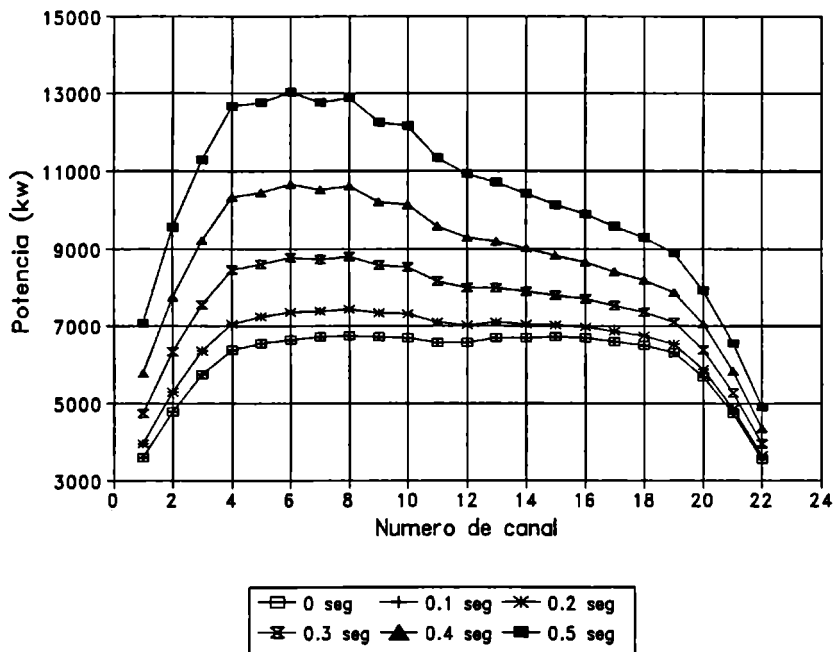


FIGURA 4.6
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 0.972 seg

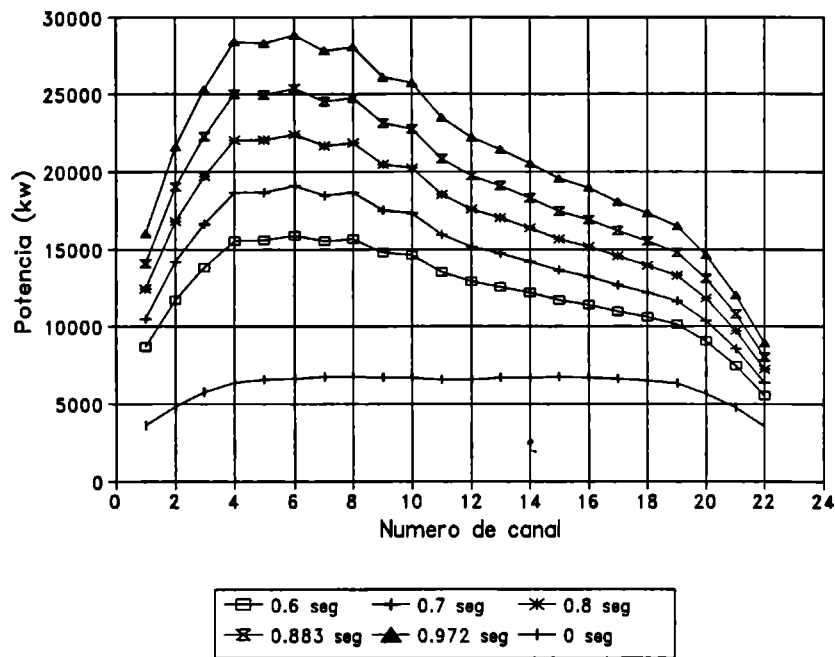


FIGURA 4.7
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.280 seg

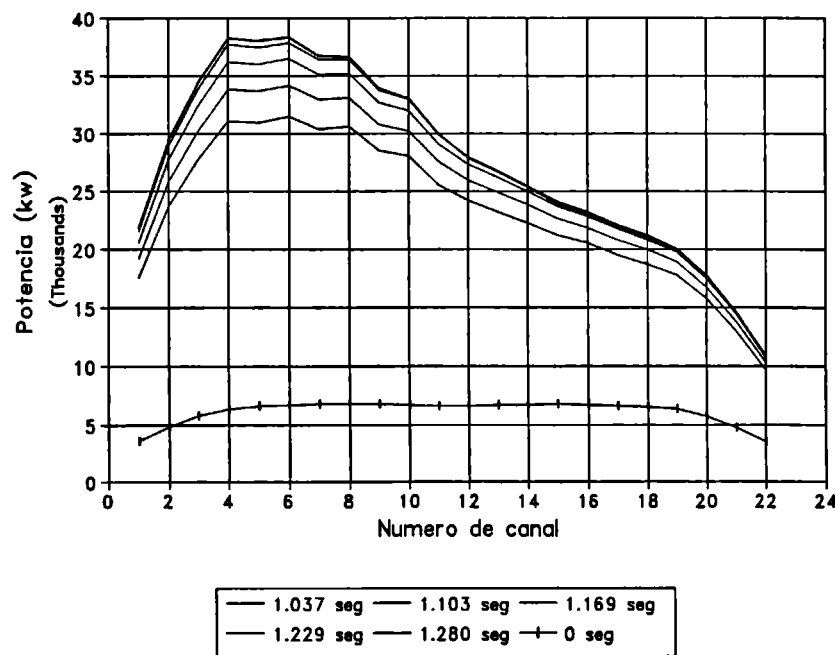


FIGURA 4.8
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.521 seg

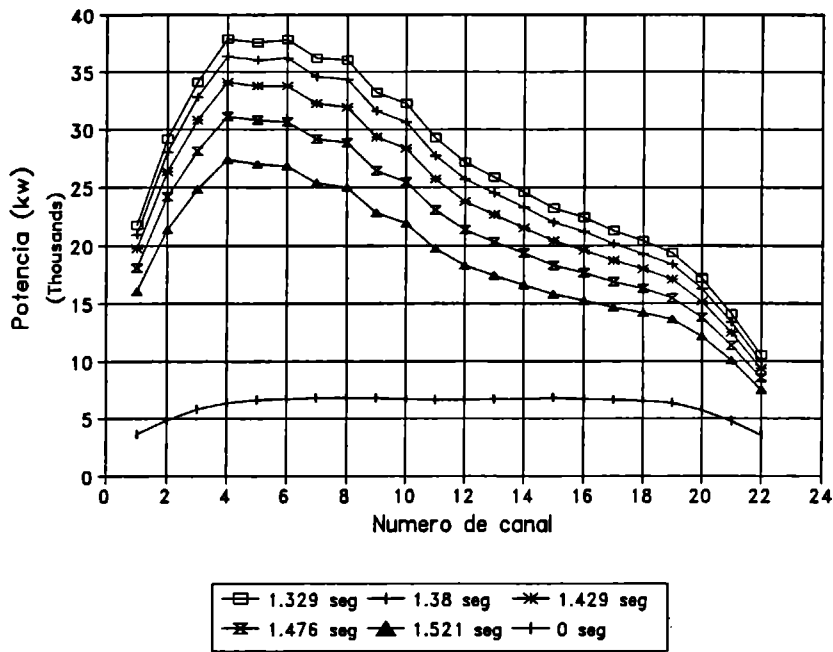


FIGURA 4.9
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.827 seg

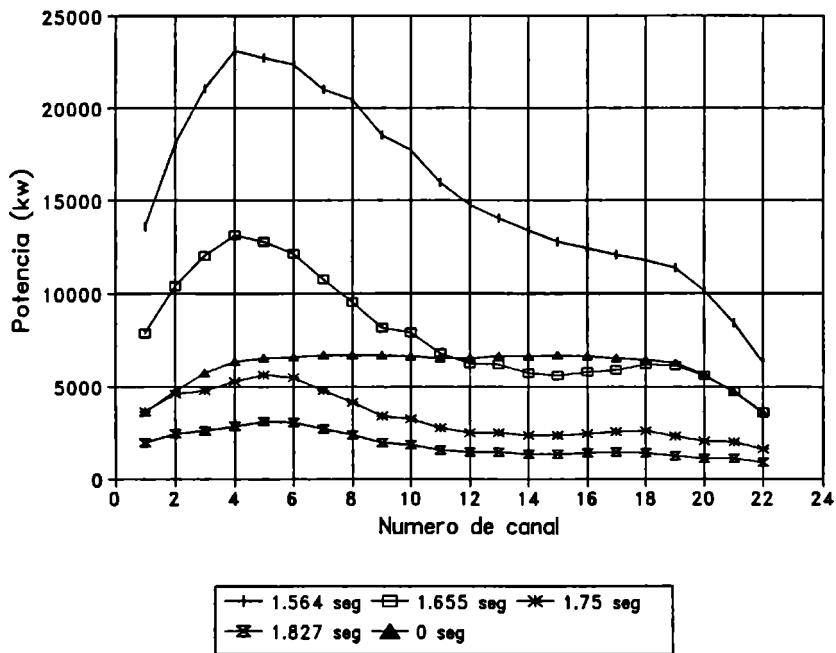


FIGURA 4.10
Potencia instantánea relativa en función del tiempo

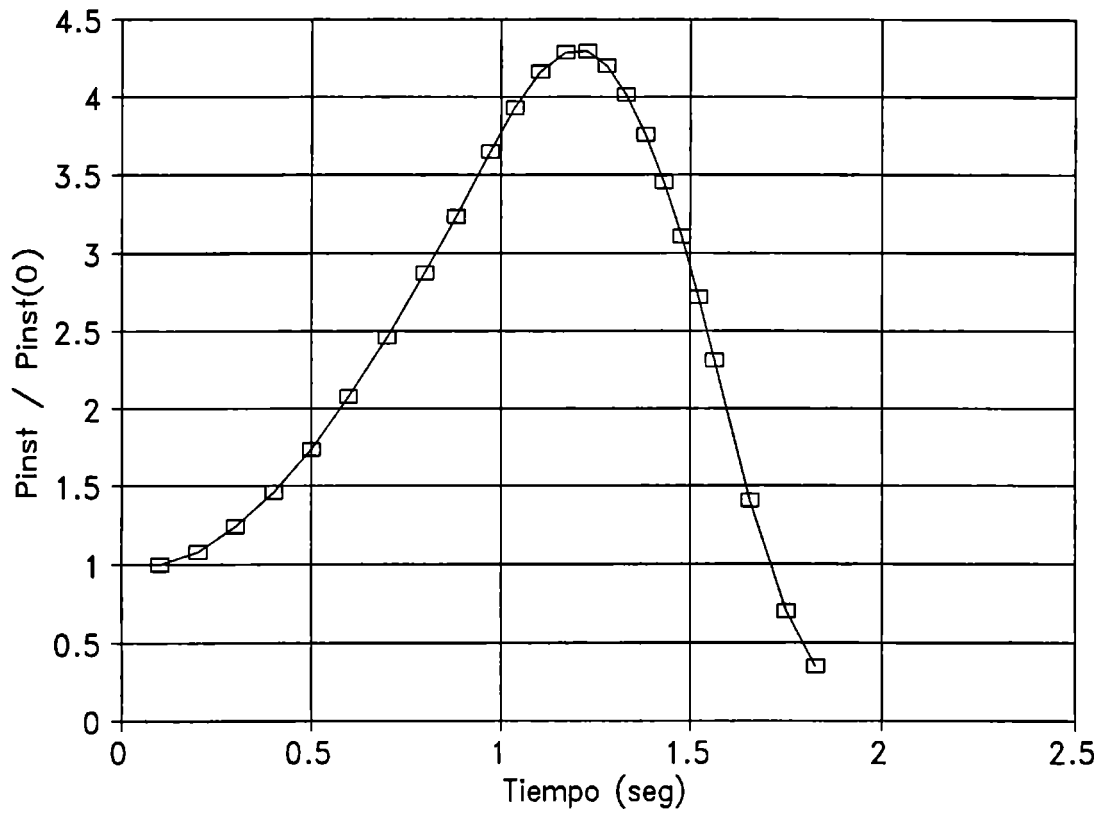


FIGURA 4.11
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 0.5 seg, según [4.7]

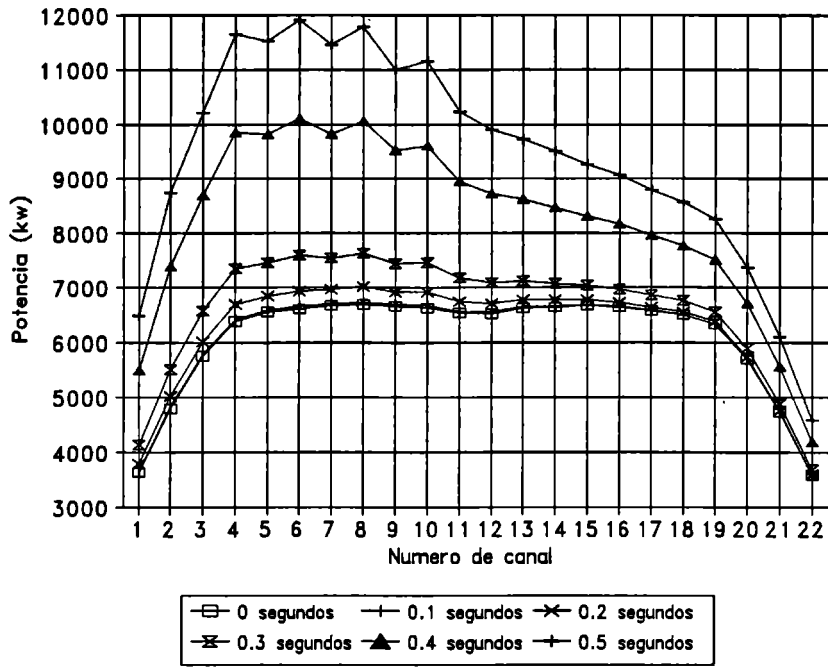


FIGURA 4.12
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 0.972 seg, según [4.7].

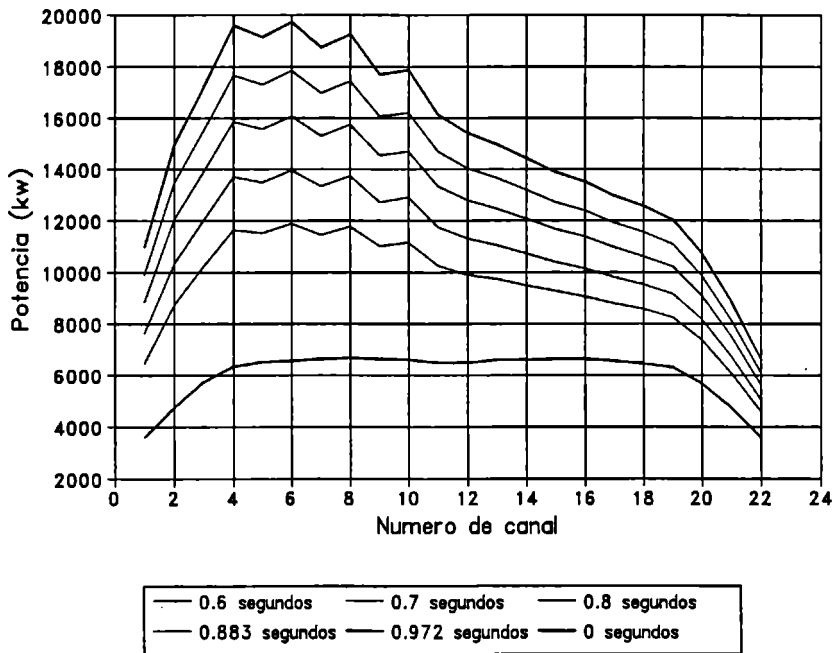


FIGURA 4.13
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.28 seg, según [4.7].

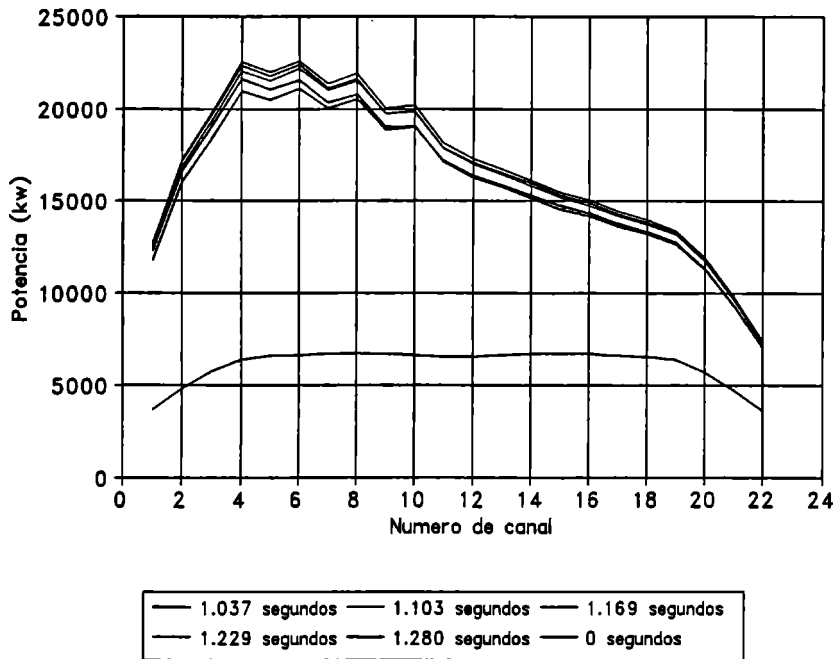


FIGURA 4.14
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.521 seg según [4.7].

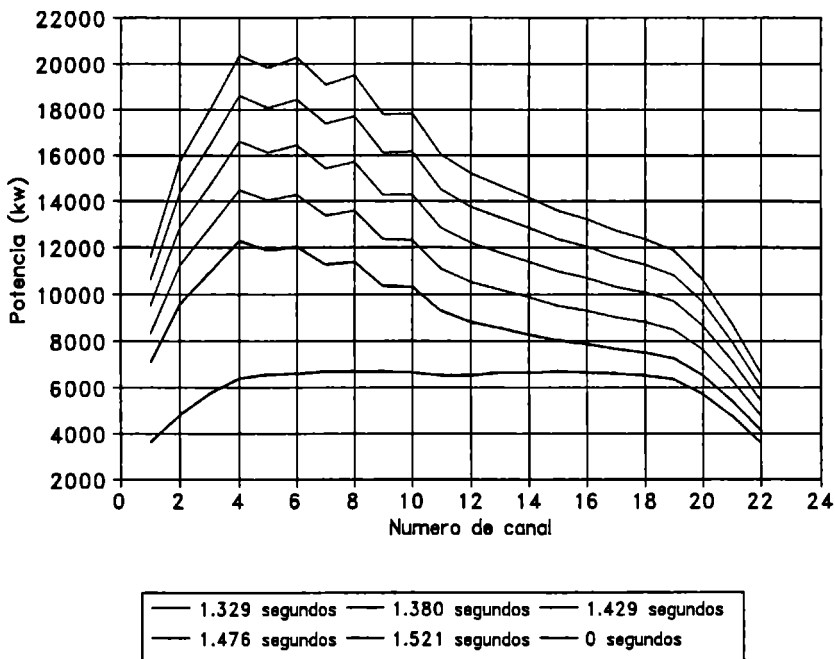


FIGURA 4.15
Potencia de canal a lo largo de la línea M hasta 1.91 seg según [4.7].

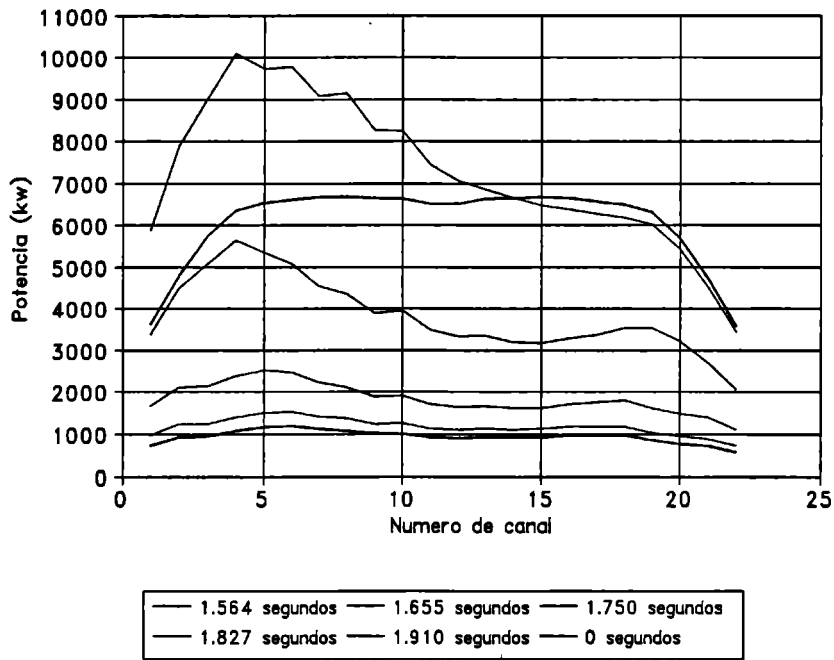
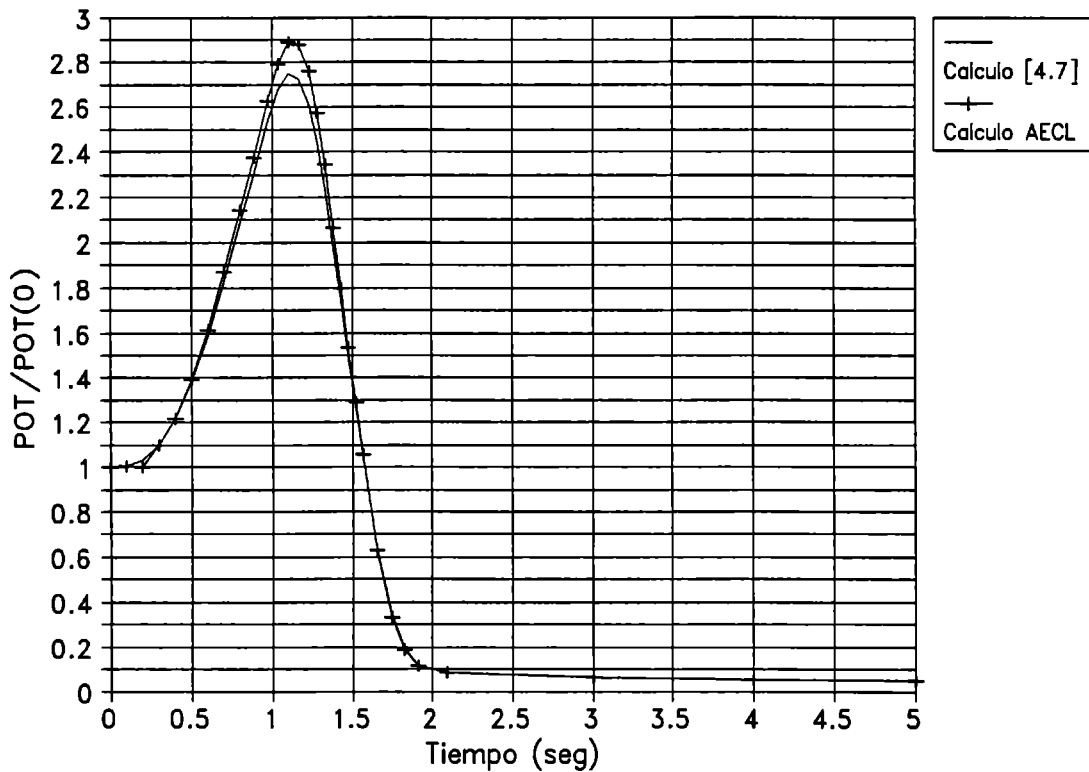


FIGURA 4.16
Potencia instantánea relativa vs. tiempo según [4.7].



APÉNDICE 4.I

Datos de entrada de WIMS.

 * CANDU 600. LOCA. Caso de referencia.
 * QUEMADO (w1=1.70) = 6254 MWD/TU
 * QUEMADO (w2=1.946)= 7128 MWD/TU

CELL 7
 SEQUENCE 2
 NGROUP 18 2
 NMESH 31
 NREGION 11 4
 NMATERIAL 11 4
 PREOUT
 INITIATE
 ANNULUS 1 0.83124 6
 ANNULUS 2 2.19923 6
 ANNULUS 3 3.62325 6
 ANNULUS 4 5.05618 6
 ANNULUS 5 5.168900 6
 ANNULUS 6 5.603200 5
 ANNULUS 7 6.447800 10
 ANNULUS 8 6.587500 7
 ANNULUS 9 10. 8
 ANNULUS 10 16. 8
 ANNULUS 11 16.12172 11
 ARRAY 1 1 1 0.00000 0
 ARRAY 2 1 6 1.48845 0
 ARRAY 3 1 12 2.8753 .261799
 ARRAY 4 1 18 4.3307 0
 RODSUB 1 1 .60770 1
 RODSUB 1 2 .655558 9
 RODSUB 2 1 .60770 2
 RODSUB 2 2 .655558 9
 RODSUB 3 1 .60770 3
 RODSUB 3 2 .655558 9
 RODSUB 4 1 .60770 4
 RODSUB 4 2 .655558 9

*Quemado(DENS PROMEDIADAS) 6254.000

MATERIAL 1 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1212310E-03 236.0 0.7564611E-05 3238.5 0.2356412E-01 \$
 3239.1 0.3316631E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.2568630E-06 95 0.3714856E-05 \$
 99 0.3755060E-05 101 0.3235108E-05 1103 0.1056556E-05 \$
 103 0.1165436E-05 105 0.2926825E-07 1105 0.1032303E-05 \$
 108 0.4336928E-06 109 0.2425014E-06 113 0.9910998E-09 \$
 115 0.9824132E-08 127 0.1670767E-06 131 0.1818131E-05 \$
 133 0.3975773E-05 134 0.7116993E-07 2135 0.1683594E-07 \$
 135 0.2104196E-08 1135 0.3326858E-06 143 0.2949288E-05 \$
 145 0.2180993E-05 147 0.5275560E-06 1147 0.5846291E-06 \$
 2147 0.4765373E-07 148 0.6177398E-08 1148 0.7958294E-08 \$
 149 0.1750673E-07 150 0.7356301E-06 151 0.7879878E-07 \$
 152 0.4433676E-06 153 0.1568932E-06 154 0.1919262E-07 \$
 155 0.7436700E-08 157 0.1783899E-09 902 0.1886591E-04 \$
 237 0.6558575E-07 939 0.2071672E-05 1240 0.5668877E-05 \$
 241 0.8313305E-06 242 0.9941130E-07 941 0.3737537E-08 \$
 942 0.7179176E-10 943 0.2004766E-08

MATERIAL 2 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1197808E-03 236.0 0.7764713E-05 3238.5 0.2356265E-01 \$
 3239.1 0.3357197E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.2642507E-06 95 0.3832175E-05 \$
 99 0.3875413E-05 101 0.3341116E-05 1103 0.1091768E-05 \$
 103 0.1203221E-05 105 0.3019419E-07 1105 0.1065580E-05 \$
 108 0.4530805E-06 109 0.2533010E-06 113 0.9995285E-09 \$
 115 0.1013643E-07 127 0.1727683E-06 131 0.1875715E-05 \$
 133 0.4104188E-05 134 0.7556908E-07 2135 0.1735717E-07 \$
 135 0.2099481E-08 1135 0.3329264E-06 143 0.3030020E-05 \$
 145 0.2248326E-05 147 0.5419385E-06 1147 0.6005539E-06 \$
 2147 0.4903466E-07 148 0.6351633E-08 1148 0.8417756E-08 \$
 149 0.1759121E-07 150 0.7619032E-06 151 0.7857929E-07 \$
 152 0.4605180E-06 153 0.1634400E-06 154 0.2036930E-07 \$
 155 0.7570674E-08 157 0.1776777E-09 902 0.1948263E-04 \$
 237 0.6885056E-07 939 0.2123918E-05 1240 0.5895267E-05 \$
 241 0.8738789E-06 242 0.1085032E-06 941 0.3923137E-08 \$

942 0.7581528E-10 943 0.2226064E-08
 MATERIAL 3 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1141987E-03 236.0 0.8531258E-05 3238.5 0.2355710E-01 \$
 3239.1 0.3503641E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.2922566E-06 95 0.4273010E-05 \$
 99 0.4326867E-05 101 0.3737791E-05 1103 0.1224712E-05 \$
 103 0.1339154E-05 105 0.3363822E-07 1105 0.1184921E-05 \$
 108 0.5290194E-06 109 0.2956664E-06 113 0.1021412E-08 \$
 115 0.1125667E-07 127 0.1944484E-06 131 0.2090483E-05 \$
 133 0.4588236E-05 134 0.9340057E-07 2135 0.1934122E-07 \$
 135 0.2068330E-08 1135 0.3310339E-06 143 0.3324748E-05 \$
 145 0.2498614E-05 147 0.5938733E-06 1147 0.6580237E-06 \$
 2147 0.5382149E-07 148 0.6966870E-08 1148 0.1026794E-07 \$
 149 0.1776765E-07 150 0.8602096E-06 151 0.7730713E-07 \$
 152 0.5240984E-06 153 0.1882896E-06 154 0.2504640E-07 \$
 155 0.8057288E-08 157 0.1747288E-09 902 0.2180461E-04 \$
 237 0.8178222E-07 939 0.2332509E-05 1240 0.6772196E-05 \$
 241 0.1050270E-05 242 0.1486597E-06 941 0.4649234E-08 \$
 942 0.9145849E-10 943 0.3227157E-08
 MATERIAL 4 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1023359E-03 236.0 0.1015468E-04 3238.5 0.2354037E-01 \$
 3239.1 0.4012572E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.3543898E-06 95 0.5305108E-05 \$
 99 0.5402908E-05 101 0.4700415E-05 1103 0.1563029E-05 \$
 103 0.1672573E-05 105 0.4288132E-07 1105 0.1500004E-05 \$
 108 0.7524312E-06 109 0.4202652E-06 113 0.1117374E-08 \$
 115 0.1412379E-07 127 0.2483448E-06 131 0.2608370E-05 \$
 133 0.5750152E-05 134 0.1430616E-06 2135 0.2416527E-07 \$
 135 0.2044835E-08 1135 0.3333122E-06 143 0.3979115E-05 \$
 145 0.3080803E-05 147 0.7100833E-06 1147 0.7865498E-06 \$
 2147 0.6444658E-07 148 0.8359053E-08 1148 0.1513303E-07 \$
 149 0.1861297E-07 150 0.1103064E-05 151 0.7666726E-07 \$
 152 0.6802817E-06 153 0.2540699E-06 154 0.3800155E-07 \$
 155 0.9636398E-08 157 0.1782551E-09 902 0.2741036E-04 \$
 237 0.1189010E-06 939 0.2982832E-05 1240 0.9252263E-05 \$
 241 0.1605458E-05 242 0.2924691E-06 941 0.6866534E-08 \$
 942 0.1385993E-09 943 0.7119215E-08
 MATERIAL 5 6.8775 538.76 4 91 100.
 MATERIAL 6 .86107 538.76 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 MATERIAL 7 6.55 341.0 4 91 100.
 MATERIAL 8 1.0841918 341.0 4 16 79.89566 6001 .011189 2002 20.09315
 MATERIAL 9 6.55 538.76 2 91 100.
 MATERIAL 10 .0014 341.0 4 16 100.
 MATERIAL 11=8
 FEWGROUPS 2 5 10 15 23 24 26 27 36 39 45 48 53 56 60 63 66 69
 MESH 3 3 3 3 1 1 1 1 8 6 1
 SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 -1
 BUCKLING 0.3809E-04 0.3809E-05 -0.3809E-05 -0.3809E-04
 *POWER 1 35.04608 0.0 2
 POWER 1 0.00001 0.0 2
 BEGINC
 THERMAL 7
 OPTION 3
 *MATERIALS
 DIFFUSION 2
 LEAKAGE 6
 *BUCKLING 2.780464E-04 2.577180E-05 -2.577180E-05 -2.780464E-04
 BUCKLING 0.3809E-04 0.3809E-05 -0.3809E-05 -0.3809E-04
 NOBUCKLING
 *PRINTC 0 0 0
 BEGINC
 SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 1 -1
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 3

MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 6 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
 BEGINC
 BEGINC

 *Quemado(DENS PROMEDIADAS) 7128.000

MATERIAL 1 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1160476E-03 236.0 0.8337037E-05 3238.5 0.2355573E-01 \$
 3239.1 0.3587649E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.2857837E-06 95 0.4206113E-05 \$
 99 0.4270233E-05 101 0.3700159E-05 1103 0.1129684E-05 \$
 103 0.1423845E-05 105 0.3078756E-07 1105 0.1236773E-05 \$
 108 0.5326076E-06 109 0.2977009E-06 113 0.1048105E-08 \$
 115 0.1129803E-07 127 0.1919464E-06 131 0.2069031E-05 \$
 133 0.4524391E-05 134 0.9146300E-07 2135 0.1684255E-07 \$
 135 0.2111311E-08 1135 0.3817360E-06 143 0.3294068E-05 \$
 145 0.2467372E-05 147 0.5866637E-06 1147 0.6501049E-06 \$
 2147 0.6040336E-07 148 0.6914245E-08 1148 0.8928479E-08 \$
 149 0.1796745E-07 150 0.8521573E-06 151 0.8304083E-07 \$
 152 0.5185653E-06 153 0.1870353E-06 154 0.2490165E-07 \$
 155 0.8334925E-08 157 0.1885701E-09 902 0.2152692E-04 \$
 237 0.8170152E-07 939 0.2078236E-05 1240 0.6896659E-05 \$
 241 0.1066506E-05 242 0.1476787E-06 941 0.5427616E-08 \$
 942 0.1092016E-09 943 0.3439802E-08
 MATERIAL 2 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1145443E-03 236.0 0.8542858E-05 3238.5 0.2355416E-01 \$
 3239.1 0.3625135E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.2934243E-06 95 0.4330657E-05 \$
 99 0.4398455E-05 101 0.3813765E-05 1103 0.1166748E-05 \$
 103 0.1465095E-05 105 0.3174317E-07 1105 0.1273025E-05 \$
 108 0.5544358E-06 109 0.3098123E-06 113 0.1056305E-08 \$
 115 0.1163232E-07 127 0.1980707E-06 131 0.2130203E-05 \$
 133 0.4661300E-05 134 0.9662040E-07 2135 0.1735792E-07 \$
 135 0.2105376E-08 1135 0.3812123E-06 143 0.3377122E-05 \$
 145 0.2538597E-05 147 0.6015150E-06 1147 0.6665474E-06 \$
 2147 0.6183935E-07 148 0.7093832E-08 1148 0.9426935E-08 \$
 149 0.1804661E-07 150 0.8806906E-06 151 0.8271665E-07 \$
 152 0.5370342E-06 153 0.1943629E-06 154 0.2627959E-07 \$
 155 0.8484746E-08 157 0.1876274E-09 902 0.2218652E-04 \$
 237 0.8538437E-07 939 0.2130923E-05 1240 0.7143401E-05 \$
 241 0.1114742E-05 242 0.1593755E-06 941 0.5634607E-08 \$
 942 0.1136996E-09 943 0.3744473E-08
 MATERIAL 3 -1 846.050 1 \$
 1235.4 0.1085840E-03 236.0 0.9356552E-05 3238.5 0.2354783E-01 \$
 3239.1 0.3765411E-04 \$
 16 0.4760504E-01 83 0.3234050E-06 95 0.4821932E-05 \$
 99 0.4904808E-05 101 0.4263170E-05 1103 0.1308327E-05 \$
 103 0.1628879E-05 105 0.3534431E-07 1105 0.1416058E-05 \$
 108 0.6472007E-06 109 0.3612573E-06 113 0.1079197E-08 \$
 115 0.1290289E-07 127 0.2227500E-06 131 0.2370284E-05 \$

133 0.5204660E-05 134 0.1193221E-06 2135 0.1931312E-07 \$
135 0.2069293E-08 1135 0.3788098E-06 143 0.3691930E-05 \$
145 0.2816425E-05 147 0.6570152E-06 1147 0.7279558E-06 \$
2147 0.6767675E-07 148 0.7749697E-08 1148 0.1147100E-07 \$
149 0.1821140E-07 150 0.9940212E-06 151 0.8121813E-07 \$
152 0.6095092E-06 153 0.2242569E-06 154 0.3226166E-07 \$
155 0.9097093E-08 157 0.1840779E-09 902 0.2480649E-04 \$
237 0.1011200E-06 939 0.2341695E-05 1240 0.8170769E-05 \$
241 0.1332213E-05 242 0.2176820E-06 941 0.6625861E-08 \$
942 0.1355570E-09 943 0.5415944E-08
MATERIAL 4 -1 846.050 1 \$
1235.4 0.9610549E-04 236.0 0.1105072E-04 3238.5 0.2352873E-01 \$
3239.1 0.4271700E-04 \$
16 0.4760504E-01 83 0.3893575E-06 95 0.5972781E-05 \$
99 0.6114101E-05 101 0.5357804E-05 1103 0.1671015E-05 \$
103 0.2032115E-05 105 0.4503867E-07 1105 0.1795280E-05 \$
108 0.9199400E-06 109 0.5122352E-06 113 0.1182830E-08 \$
115 0.1616867E-07 127 0.2843091E-06 131 0.2950137E-05 \$
133 0.6511875E-05 134 0.1824996E-06 2135 0.2409378E-07 \$
135 0.2040383E-08 1135 0.3819831E-06 143 0.4386070E-05 \$
145 0.3462630E-05 147 0.7806423E-06 1147 0.8646668E-06 \$
2147 0.8055228E-07 148 0.9230017E-08 1148 0.1681970E-07 \$
149 0.1907766E-07 150 0.1274988E-05 151 0.8053953E-07 \$
152 0.7880809E-06 153 0.3036753E-06 154 0.4879080E-07 \$
155 0.1105671E-07 157 0.1870920E-09 902 0.3115039E-04 \$
237 0.1466885E-06 939 0.2997917E-05 1240 0.1103783E-04 \$
241 0.2012728E-05 242 0.4252992E-06 941 0.9628269E-08 \$
942 0.2007295E-09 943 0.1188856E-07
MATERIAL 5 6.8775 538.76 4 91 100.
MATERIAL 6 .86107 538.76 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
MATERIAL 7 6.55 341.0 4 91 100.
MATERIAL 8 1.0841918 341.0 4 16 79.89566 6001 .011189 2002 20.09315
MATERIAL 9 6.55 538.76 2 91 100.
MATERIAL 10 .0014 341.0 4 16 100.
MATERIAL 11=8
*POWER 1 35.04608 0.0 2
POWER 1 0.00001 0.0 2
SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 -1
BEGINC
BEGINC
SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 1 0 1 -1
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 1
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 2
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 3
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 4
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 5
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 1 trozo 6
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGINC
BEGINC
* ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 1
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423

TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 5
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 2 trozo 6
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 5
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 3 trozo 6
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423

TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 5
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 4 trozo 6
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 5
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 5 trozo 6
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 6 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 6 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 6 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 6 trozo 4
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 1
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 2
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
 TEMPERATURE 0000 0000000
 BEGINC
 BEGINC
 * ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 3
 MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423

TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGIN
BEGIN
* ESTACIONARIO TIPO 7 trozo 4
MATERIAL 6 .86107 538.762 3 16 79.95278 6001 .082796 2002 19.964423
TEMPERATURE 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
BEGIN
BEGIN

APÉNDICE 4.II

PROGRAMA promq1q2-
CALCULO DE DENSIDADES ISOTOPICAS PROMEDIADAS EN QUEMADO
A PARTIR DE UNA SALIDA DE WIMS.

Esta version es una adaptacion de un codigo existente, para
calcular densidades promediadas entre Q1= 6254 y Q2= 7128 a
partir de una evolucion prefijada.

Esta adaptada para leer las composiciones isotopicas de cada
material vs. quemado tal como las produce WIMSPC en WIMS.MAT
para un caso nominal CANDU.

```
REAL * 8 Q(48),Y(48,48,4),YI(48,48),A0(48,48),A1(48,48),
*A2(48,48),A,B,C,X1,X2,X3,X12,X22,X32,Y1,Y2,Y3,DET
REAL * 8 INT(48),NI(48),DNI(48)
CHARACTER*80 TI(4),TF
```

- LECTURA DE DATOS
- NP es el numero de puntos de quemado total.-----
- NPNP es el numero de puntos de quemado menores que un dado
QMAX

```
OPEN(UNIT=6,FILE='promq1q2.SAL',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
OPEN (UNIT=5,FILE='WIMS.MAT',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
```

La primera vez calcula para el quemado Q1 y la segunda para Q2.

```
ivez=1
Q1=6254.0
Q2=7128.0
NPNP1=19
NPNP2=21
NP=29
IF (ivez.EQ.2) QMAX=Q2
IF (ivez.EQ.2) NPNP=NPNP2
IF (ivez.EQ.2) izez=3
IF (ivez.GE.2) GO TO 4
QMAX=Q1
NPNP=NPNP1
ivez=2
NVD=48
TF='$'
```

----- Se supone que Q es el Quemado e Y las compo. isotopicas -

```
REWIND 5
DO 10 I=1,NP
READ (5,201) Q(I)
READ (5,201)
DO 9 IC=1,4
READ (5,99) TI(IC)
READ (5,202) (DNI(J), Y(I,J,IC) ,J=1,4)
DO 72 NV=1,15
NB=NV*3+2
NF=NB+2
IF(NF.GT.48)NF=48
READ (5,2020)(DNI(J),Y(I,J,IC),J=NB,NF)
READ (5,203) (DNI(J),Y(I,J,IC),J=NB,NF)
CONTINUE
CONTINUE
CONTINUE
DO 11 J=5,NF
NI(J)=DNI(J)
CONTINUE
FORMAT (A80)
1 FORMAT (10X, E15.6)
2 FORMAT (3(F8.1,E15.7))
20 FORMAT (1X,F6.1,2X,E13.7,2X,F6.1,2X,E13.7,2X,F6.1,2X,E13.7,2X)
3 FORMAT (3(I6,E17.7))
01 FORMAT (/, ' VALORES DE QUEMADOS ' /)
2 FORMAT (F10.2,5X,7(1PE14.6))
5 FORMAT (3(1X,F6.1,2X,E13.7),1X,A1)
6 FORMAT (1X,F6.1,2X,E13.7,2X,A1)
7 FORMAT (3(1X,I6,2X,E13.7),1X,A1)
8 FORMAT (3(1X,I6,2X,E13.7))
```

```

209 FORMAT ('*Quemado(DENS PROMEDIADAS) ',F9.3)
C -----
C CALCULO DE COEFICIENTES A0,A1,A2,(A,B,C) PARA PARABOLAS
C -----
      DO 25 IC=1,4
      DO 32 IO=1,NP
      DO 32 JO=1,NVD
32  YI(IO,JO)=Y(IO,JO,IC)
      NP1=NP-1
      NP2=NP-2
      DO 2 I=NP2,1,-1
      DO 3 J=1,NVD
      II=I
      CALL PARAB(II,J,A,B,C,Q,YI)
      A0(I,J)=A
      A1(I,J)=B
      A2(I,J)=C
      IF (I.LT.NP2) GO TO 5
      A0(NP1,J)=A
      A1(NP1,J)=B
      A2(NP1,J)=C
      GO TO 3

5  I1=I+1
      A0(I1,J)=(A0(I1,J)+A0(I,J))* .5D0
      A1(I1,J)=(A1(I1,J)+A1(I,J))* .5D0
      A2(I1,J)=(A2(I1,J)+A2(I,J))* .5D0

3  CONTINUE
2  CONTINUE
C -----
160 FORMAT (5X,8A14)
C -----
C ---Calculo de las ctes promediadas en quemado---
C ---Se calcula las integrales con las ctes A0 A1 A2 halladas---
      NP=NPNP+1
      Q(NP)=QMAX

777 continue
      DO 46 J=1,NVD
      SS=0.0
      DO 2109 I=2,NP
      INT(I)= A0(I-1,J)*(Q(I)-Q(I-1)) +
      A1(I-1,J)* .5D0*(Q(I)*Q(I)-Q(I-1)*Q(I-1))+
      A2(I-1,J)* (Q(I)*Q(I)*Q(I)-Q(I-1)*Q(I-1)*Q(I-1))/3.D0
      SS=SS+INT(I)
      YI(I,J)= SS/Q(I)

2109 CONTINUE
      DO 62 IO=1,NP
      DO 62 JO=1,NVD
62  Y(IO,JO,IC)=YI(IO,JO)
46  CONTINUE
25  CONTINUE
C -----
C -----
      I=NP
      WRITE (6,209) Q(I)
      DO 1235 IC=1, 4
      WRITE(6,99) TI(IC)
      WRITE (6,205) (DNI(J),Y(I,J,IC),J=1,3), TF
      WRITE (6,206) DNI(4),Y(I,4,IC) , TF
      DO 1236 NV=1,15
      NB=NV*3+2
      NF=NB+2
      IF(NF.GT.48) NF=48
      IF(NV.LT.15) WRITE(6,207) (DNI(J),Y(I,J,IC),J=NB,NF) ,TF
      IF(NV.EQ.15) WRITE(6,208) (DNI(J),Y(I,J,IC),J=NB,NF)

1236 CONTINUE
1235 CONTINUE
      IF (ivez.EQ.2) go to 1
      STOP
      END
      SUBROUTINE PARAB(K,J,A,B,C,X,YI)
      IMPLICIT REAL * 8 (A-H,O-Z)
      REAL * 8 X(48),YI(48,48)
      X1=X(K)
      X2=X(K+1)
      X3=X(K+2)

```

```

X12=X1*X1
X22=X2*X2
X32=X3*X3
Y1=YI(K,J)
Y2=YI(K+1,J)
Y3=YI(K+2,J)
DET=X2*X32+X1*X22+X3*X12-X2*X12-X3*X22-X1*X32
A=(Y1*(X2*X32-X3*X22)+Y2*(X3*X12-X1*X32)+
Y3*(X1*X22-X2*X12))/DET
B=-(Y1*(X32-X22)+Y2*(X12-X32)+Y3*(X22-X12))/DET
C=-(Y1*(X2-X3)+Y2*(X3-X1)+Y3*(X1-X2))/DET
RETURN
END

```

APÉNDICE 4.III

```

C Programa WIM2PUM.
C A partir de una salida de WIMS preparada para generar XS por
C trozo para el problema neutronico-termohidraulico del analisis
C de un LOCA pequeño, extrae las XS y las pone en formato PUMA.
C Solo requiere un primer pasito de quemado con delta t=0.0
C DATOS DE ENTRADA
C
C Unidades utilizadas:
C 6 - Salida general de este programa.
C 7 - Salida con Tablas de entrada para PUMA.
C 8 - Salida de WIMS a ser procesada por este programa.
C 1 - Salida especial de este programa con XS.
C

DIMENSION B(11,6,11),B1(11,6,11)
DIMENSION XD1(11,6),XD2(11,6),XA1(11,6),XS12(11,6),XS21(11,6),
1 XA2(11,6),XNF1(11,6),XNF2(11,6),XF1(11,6),XF2(11,6)
IMPLICIT REAL*8 (A-H,O-Z)
REAL*8 FI(18),SIGF(18),FIINF(18),FUG(18)
CHARACTER*132 LINEA

c
ifs=0
NTERM =7
NFAST=18-NTERM
C UM MASA DE URANIO INICIAL POR MANOJO EN TON
UM=.0190
C ALEC LONGITUD DEL MANOJO EN CM
ALEC=49.53
C DP DENSIDAD DE POTENCIA EN MW/TON USADA EN WIMS
DP=35.04608
C EMF ENERGIA MEDIA DE FISION DEL CASO INICIAL
EMF=201.814D0
C EFPUMA ENERGIA DE FISION QUE FIGURA EN PUMA
EFPUMA=204.7D0

c
c OPEN (UNIT=5,FILE='CON',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
OPEN (UNIT=6,FILE='WIMPUM.RES',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
OPEN (UNIT=7,FILE='WIPUMA.DAT',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
OPEN (UNIT=8,FILE='WIMS.SAL',STATUS='OLD',FORM='FORMATTED')
OPEN (UNIT=1,FILE='WIMPUM.SEC',STATUS='UNKNOWN',FORM='FORMATTED')
WRITE(6,*)UM,ALEC,DP,EMF,EFPUMA
Q0=0.
ICAS=0
c WRITE(6,*)Q0
c WRITE(5,99)
c READ(5,100) LINEA
c WRITE (6,100) LINEA
c WRITE(5,98)
c READ(5,*) NCAS
NCAS=38
1 READ(8,100,END=200)LINEA
IF(INDEX(LINEA,'END JOB READ -').NE.0) GO TO 200
IF(INDEX(LINEA,'FLUX-EFF').NE.0) GO TO 40
GO TO 1
40 DO 31 I=1,18
c READ (8,*)AL,A,B,C,X,E,FI(I),FIINF(I)
c WRITE(6,*)AL,A,B,C,X,E,FI(I),FIINF(I)
READ (8,110) FI(I),FIINF(I)
c WRITE(6,111) FI(I),FIINF(I)
FUG(I)=FI(I)/FIINF(I)
31 CONTINUE
READ(8,100) LINEA
WRITE (6,100) LINEA
READ (LINEA,105) D1,SA1,S12,SNF1
write(6,109) D1,SA1,S12,SNF1
READ(8,100) LINEA
READ (LINEA,105) D2,SA2,S21,SNF2
write(6,109) D2,SA2,S21,SNF2
c IF(ifs.EQ.0) GO TO 30
c GO TO 141
30 READ(8,100,END=200)LINEA

```

```

        IF(INDEX(LINEA,'LAST COL').NE.0)    GO TO 32
        GO TO 30
32 READ (8,100)LINEA
        DO 33 I=1,18
          READ(8,131)    SIGF(I),FI(I)
c   write(6,132)    SIGF(I),FI(I)
33 CONTINUE
c
34 READ(8,100,END=200)LINEA
        IF(INDEX(LINEA,'POWER= ').NE.0) GO TO 35
        GO TO 34
35 WRITE (6,100)    LINEA
        READ(8,*)
        READ(8,*)
        READ (8,101) EMF
        write(6,102)    EMF
c
41 SSIGF=0.
        SF=0.
        DO 44 I=1,NFAST
          SF=SF+FI(I)
44 SSIGF=SSIGF+SIGF(I)*FI(I)*FUG(I)
        SF1=EMF*SSIGF/(SF*EFPUMA)
c   write(6,*) sf1
        SSIGF=0.
        SF=0.
        DO 45 I=NFAST+1,18
          SF=SF+FI(I)
45 SSIGF=SSIGF+SIGF(I)*FI(I)*FUG(I)
        SF2=EMF*SSIGF/(SF*EFPUMA)
c   write(6,*) sf2
        WRITE(1,103)Q0,D1,D2,SA1,S12,S21,
1          SA2,SNF1,SNF2,SF1,SF2
        IF (Q0.EQ.0) WRITE(6,108)
        write(6,*) ICAS
        WRITE(6,103)Q0,D1,D2,SA1,S12,S21,SA2,SNF1,SNF2,SF1,SF2
        Q0=Q0+1
        ICAS=ICAS+1
        ifs=2
        NCAS1=NCAS+1
        NCAS2=NCAS1*2
        IF(ICAS.EQ.NCAS1) Q0 =0.0
        IF(ICAS.LT.NCAS2) GO TO 1
        GO TO 200
C
97 FORMAT(2x,'No se dispone de los',I5,' pasos para cada Q ',/)
98 FORMAT(' Dar el numero de casos para c/u de los Q a analizar',/
1      ', sin contar el caso de referencia',/)
99 FORMAT(' Dar un titulo al caso que va a procesar',/)
100 FORMAT(A132)
101 FORMAT(15x,E13.6/)
102 FORMAT(2x,'Energia media de fision (MEV/Fis) = ',E14.6/)
131 FORMAT(63X,2E14.6)
132 FORMAT(6X,'sigfis y fi = ',2E14.6)
103 FORMAT(1PE14.7/,5E14.7/,5E14.7)
104 FORMAT(2X,'nu1= ',f10.2,5x,'nu2= ',f10.2/)
105 FORMAT(21X,4E14.6)
110 FORMAT(77X,2E14.6)
111 FORMAT(7X,2E14.6)
108 FORMAT(2X,'Secciones eficaces del caso de referencia',/)
109 FORMAT(2X,'Secciones eficaces a dos grupos ',4E14.6)
107 FORMAT(' Falta un pasito de quemado para calcular los nu ',/)
106 FORMAT(' Fin del caso')
C
200 IF(IFS.LT.2) WRITE(6,107)
        IF(IFS.LT.2) WRITE(1,107)
c
        WRITE(6,106)
c
c   Aca empieza la preparacion para PUMA.
c
        REWIND 1
c
        BET1    = 0.000295
        BET2    = 0.001167

```

```

BET3   = 0.001036
BET4   = 0.002357
BET5   = 0.000784
BET6   = 0.000199
BETTO  = 0.005837
IQCERO = 0

```

```

C      LOCA
      IF(NCAS.NE.38) THEN
      NCASTOT=NCAS1*NCAS1
      WRITE(6,97) NCASTOT
      GO TO 2030
      END IF
      READ(1,103) Q0,x1,x2,x3,x4,x5,
1      x6,x7,x8,x9,x10
      DO 320 I=1,7
      DO 320 J=1,6
      DO 320 L=1,10
      B(L,J,I) =0.0
      B1(L,J,I) =0.0
320 CONTINUE
      DO 350 I=1,7
      DO 340 J=1,6
      IF(I.GT.5.AND.J.GT.4) GO TO 340
      READ(1,103) Q,(B(L,J,I),L=1,10)
340 CONTINUE
350 CONTINUE
      READ(1,103) Q0,x11,x12,x13,x14,x15,
1      x16,x17,x18,x19,x110
      DO 370 I=1,7
      DO 360 J=1,6
      IF(I.GT.5.AND.J.GT.4) GO TO 360
      READ(1,103) Q,(B1(L,J,I),L=1,10)
360 CONTINUE
370 CONTINUE
      DO 420 I=1,7
      DO 410 J=1,6
      IF(I.GT.5.AND.J.GT.4) GO TO 410
      IF(I.EQ.1.OR.I.EQ.2)THEN
      I1 = I+7
      XD1(I,J) = B(1,J,I)
      XD2(I,J) = B(2,J,I)
      XA1(I,J) = B(3,J,I)
      XS12(I,J)= B(4,J,I)
      XS21(I,J)= B(5,J,I)
      XA2(I,J) = B(6,J,I)
      XNF1(I,J)=B(7,J,I)
      XNF2(I,J)=B(8,J,I)
      XF1(I,J) =B(9,J,I)
      XF2(I,J) =B(10,J,I)
      XD1(I1,J) = B1(1,J,I)
      XD2(I1,J) = B1(2,J,I)
      XA1(I1,J) = B1(3,J,I)
      XS12(I1,J)= B1(4,J,I)
      XS21(I1,J)= B1(5,J,I)
      XA2(I1,J) = B1(6,J,I)
      XNF1(I1,J)=B1(7,J,I)
      XNF2(I1,J)=B1(8,J,I)
      XF1(I1,J) =B1(9,J,I)
      XF2(I1,J) =B1(10,J,I)
      END IF
      IF(I.EQ.6.OR.I.EQ.7)THEN
      I1 = I+4
      XD1(I,J) = B(1,J,I)
      XD2(I,J) = B(2,J,I)
      XA1(I,J) = B(3,J,I)
      XS12(I,J)= B(4,J,I)
      XS21(I,J)= B(5,J,I)
      XA2(I,J) = B(6,J,I)
      XNF1(I,J)=B(7,J,I)
      XNF2(I,J)=B(8,J,I)
      XF1(I,J) =B(9,J,I)
      XF2(I,J) =B(10,J,I)
      XD1(I1,J) = B1(1,J,I)
      XD2(I1,J) = B1(2,J,I)
      XA1(I1,J) = B1(3,J,I)

```

```

XS12(I1,J)= B1(4,J,I)
XS21(I1,J)= B1(5,J,I)
XA2(I1,J) = B1(6,J,I)
XNF1(I1,J)=B1(7,J,I)
XNF2(I1,J)=B1(8,J,I)
XF1(I1,J) =B1(9,J,I)
XF2(I1,J) =B1(10,J,I)
END IF
IF(I.EQ.3.OR.I.EQ.4.OR.I.EQ.5)THEN
XD1(I,J) = B(1,J,I)
XD2(I,J) = B(2,J,I)
XA1(I,J) = B(3,J,I)
XS12(I,J)= B(4,J,I)
XS21(I,J)= B(5,J,I)
XA2(I,J) = B(6,J,I)
XNF1(I,J)=B(7,J,I)
XNF2(I,J)=B(8,J,I)
XF1(I,J) =B(9,J,I)
XF2(I,J) =B(10,J,I)
END IF
410 CONTINUE
420 CONTINUE
C
DO 440 I = 1,11
NJ = 4
IF(I.LE.5.OR.I.EQ.8.OR.I.EQ.9)NJ = 6
IF(NJ.EQ.4) WRITE(7,2000)I
IF(NJ.EQ.6) WRITE(7,2020)I
N = 0
WRITE(7,2010)N,XD1(I,1),XD2(I,1),XA1(I,1),XS12(I,1),XS21(I,1),
1   XA2(I,1),XNF1(I,1),XNF2(I,1),XF1(I,1),XF2(I,1),
2   BET1,BET2,BET3,BET4,BET5,BET6,BETTO
DO 430 J = 1,NJ
WRITE(7,2010)J,XD1(I,J),XD2(I,J),XA1(I,J),XS12(I,J),XS21(I,J),
1   XA2(I,J),XNF1(I,J),XNF2(I,J),XF1(I,J),XF2(I,J),
2   BET1,BET2,BET3,BET4,BET5,BET6,BETTO

430 CONTINUE
440 CONTINUE
C
2000 FORMAT(/' descripcion "TIPO',I3,' ", 6 precursores, 5 filas',
1   ', LEER TABLA: '/')
2020 FORMAT(/' descripcion "TIPO',I3,' ", 6 precursores, 7 filas',
1   ', LEER TABLA: '/')
2010 FORMAT(I2,/,6(E13.6),/,6(E13.6),/,6(E13.6))
2030 STOP
END

```


5. CONCLUSIONES.

Ha quedado claro de nuestra discusión que calificar un código de celda significa encontrar el conjunto de situaciones físicas en las cuales los parámetros neutrónicos que predice para la celda de un reactor nuclear son correctos. Esto permite hacer un seguimiento confiable del funcionamiento del reactor en diversas condiciones de operación, y aún optimizarlo de acuerdo con el resultado de esa calificación.

Parece entonces conveniente responder a algunas preguntas que surgen en relación a la fundamentación del trabajo:

¿ Por qué vale la pena invertir esfuerzo en calificar el código WIMS para su aplicación a nuestros reactores, dado que se trata de un desarrollo de los comienzos de la década del 70 ?.

¿ Cómo se compara este trabajo de calificación con el de desarrollar un nuevo programa de celda ?.

El código de celda WIMS fue desarrollado originalmente para reactores térmicos de agua liviana en la década del 70 y desde entonces, ha sido ampliamente utilizado en el mundo. Los modelos de cálculo que contiene están basados, en líneas generales, en primeros principios, y no se han realizado en él ajustes orientados a algún tipo particular de reactor, como es el caso de PPV en relación a los reactores tipo CANDU, o CIRTHE, particularmente desarrollado para el reactor de Atucha. Su uso intensivo permite suponer que los eventuales errores de programación o en los métodos, ya han sido identificados.

En lo referente al desarrollo de nuevos programas de celda, se han iniciado diversas líneas de trabajo en esa dirección. Sin embargo, para lograr que una herramienta de cálculo de esta naturaleza pueda ser utilizada en forma confiable, se requiere, como hemos visto, un proceso de calificación adecuado; su uso intensivo provee, además, las garantías mínimas de identificación de dificultades o errores. WIMS es utilizado desde hace mucho tiempo, y tiene reconocimiento internacional para una gran diversidad de situaciones.

Sin embargo, no existía hasta el momento, en el país, una calificación sistemática orientada específicamente a los reactores de potencia de uranio natural y agua pesada, aún cuando su uso se había mostrado conveniente para ciertas aplicaciones de los reactores de potencia en operación.

Por ese motivo, este trabajo se orientó hacia la verificación de la confiabilidad de los resultados que produce el código, cuando se lo utiliza para evaluar parámetros neutrónicos de celdas típicas de nuestros reactores de potencia.

Se ha descrito el tipo general de problema que es posible resolver con WIMS, y se han identificado las principales fuentes de error de cálculos de esta naturaleza.

Se ha elegido un conjunto amplio de experiencias:

combustible fresco en facilidades experimentales sin potencia, y en reactores de potencia;

combustible irradiado en ambos tipos de facilidades;
experiencias tipo "benchmark" (prototípicas) con pérdida de refrigerante.

Se ha considerado de particular interés el cálculo de combustibles de uranio natural o levemente enriquecido, del tipo de los manojos o "clusters" típicos de la Central Nuclear Atucha 1 o de la de Embalse.

En todos los casos se han priorizado aquellas experiencias en las cuales es posible comparar parámetros calculados con las correspondientes mediciones. En los casos en que esto no fue posible, se trató de hacer comparaciones con otros cálculos más precisos, tomados como referencia.

Se han calculado con WIMS algunos parámetros neutrónicos medidos en experiencias en facilidades críticas.

Se calcularon combustibles de uranio natural y agua pesada, del tipo CANDU de 7 barras, del reactor canadiense de Bruce, medidos en la facilidad ZED-2, y de uranio levemente enriquecido y agua pesada, como los combustibles CANDU de 28 barras medidos en la facilidad japonesa DCA.

Los resultados obtenidos coincidieron con los valores medidos dentro del rango del error experimental.

Se mostró también que es posible calcular en forma satisfactoria las experiencias llevadas a cabo durante la etapa del primer arranque de las Centrales Nucleares de Atucha 1 y Embalse. En ese sentido, se calcularon los parámetros neutrónicos característicos del combustible fresco para ambas centrales, medidos durante la puesta en marcha; se verificó que los mismos coinciden con los valores experimentales dentro del rango de los errores de medición.

Se consideraron a continuación los estados característicos en un reactor de potencia: los correspondientes a núcleo frío y caliente, y a núcleo en equilibrio. Tomando levemente en consideración las mediciones realizadas en la CNA1 y en la CNE durante la puesta en marcha, se calcularon los valores de la reactividad del caso crítico, de los coeficientes de reactividad, y la reactividad de las barras de control para cada uno de esos estados. Para ambas centrales se obtuvo acuerdo entre valores calculados y medidos.

Por otro lado, en el marco del proyecto de introducción de elementos combustibles de uranio enriquecido al 0.85% en peso de U^{235} en el núcleo de la CNA1, se han realizado recientemente mediciones de algunos parámetros neutrónicos, tales como saltos de potencia y variaciones de reactividad ante recambios de combustible, que confirman los valores predichos por WIMS.

Finalmente, se han considerado situaciones diferentes de las nominales de operación de un reactor de potencia. Se ha elegido en particular, la simulación de un accidente de pérdida de refrigerante en el núcleo de un reactor tipo CANDU, por rotura parcial de una cañería del circuito primario. Para este tipo de simulación se requiere utilizar una cadena de códigos de cálculo que contiene un código de celda, uno de reactor y un código de planta.

Dada la naturaleza del accidente, tiene particular importancia la evaluación del coeficiente de vacío, parámetro que determina en gran medida el incremento de actividad en el núcleo. Se han comparado los resultados obtenidos con WIMS para el mismo incidente, con los que calcula el código de diseño canadiense PPV. Los códigos de reactor y de planta utilizados son los mismos en ambos casos. WIMS predice un mayor aumento de reactividad por vacío que PPV, que, según los diseñadores, subestima ese parámetro. Resulta entonces conservativo, y por lo tanto aconsejable,

mismo incidente, con los que calcula el código de diseño canadiense PPV. Los códigos de reactor y de planta utilizados son los mismos en ambos casos. WIMS predice un mayor aumento de reactividad por vacío que PPV, que, según los diseñadores, subestima ese parámetro. Resulta entonces conservativo, y por lo tanto aconsejable, desde el punto de vista de la seguridad, calcular este tipo de accidentes usando WIMS, el cual, por otra parte, ha mostrado ser una herramienta idónea en el cálculo del efecto del vacío en facilidades experimentales en las que es posible comparar con valores medidos.

Los resultados obtenidos en general muestran que para la problemática de los reactores de experimentación y de potencia moderados a agua pesada existentes o que se vislumbre que puedan existir en un futuro cercano en nuestro país, el código WIMS es confiable y produce resultados que están dentro del rango de validez de las mediciones, para aquellos casos en los que ha sido posible una comparación con experimentos, y tan buenos como los métodos de cálculo más aceptados actualmente, en aquellos otros casos en que no se dispone de valores medidos.

El aporte del presente trabajo consiste en haber reunido un conjunto completo de experimentos orientados particularmente a celdas de uranio natural y agua pesada, en condiciones normales y accidentales de operación, modelarlos y calcularlos con WIMS, y demostrar que dicho código de celda es una herramienta de cálculo confiable para la evaluación específica de ese tipo de celdas de combustible, que son las que constituyen el núcleo de nuestros reactores de potencia en operación.

6. AGRADECIMIENTOS

A la Comisión Nacional de Energía Atómica, institución a la que pertenezco durante la casi totalidad del desarrollo de esta Tesis.

Al Ente Nacional Regulador Nuclear, mi actual lugar de trabajo, y en el que preparé esta versión final.

A mis viejos compañeros y amigos de lo que fueron los Departamentos de Cálculo y Análisis de Reactores, y de Termohidráulica de CNEA, sin el aliento y la colaboración permanente de los cuales este trabajo no habría llegado a su término. Evito sus nombres ante el temor de omitir injustamente a alguno de ellos.

A mis amigos y colegas de otras áreas de CNEA, que con su estímulo permanente, me empujaron a seguir, a pesar de las adversidades que el área científico-tecnológica ha venido sufriendo, y que perturban inevitablemente el desarrollo normal de las actividades.

A mis actuales compañeros de trabajo, quienes, a sabiendas de que la terminación de esta tesis robaría parte de mi tiempo para las responsabilidades comunes del grupo, no sólo mostraron la mejor voluntad imaginable, sino que, más aún, colaboraron conmigo en todo lo que estuvo a su alcance.

A mis compañeros de otros sectores del ENREN, que generosamente me brindaron su experiencia y apoyo en aspectos de la edición final del trabajo.

A las autoridades de la Universidad Nacional de La Plata, en el marco de la cual, y más tardíamente de lo que hubiera deseado, pude llevar adelante este proyecto.

Agradezco con toda intención en último término, en forma muy especial, a los Doctores Roberto Corcuera y Carlos García Canal. Sin el aliento, la orientación permanente y el diálogo y las discusiones específicas con el primero de ellos, y la infinita comprensión, la buena voluntad, el estímulo y la guía del segundo, este trabajo nunca habría visto la luz.

Gracias Roberto. Gracias Carlos.