

PROYECTO INTEGRADOR CARRERA DE INGENIERÍA NUCLEAR

Análisis de configuraciones del RA-6

Rafael Antonio Sánchez
Autor

Edmundo M. Lopasso
Director

San Carlos de Bariloche
Junio 2009

Instituto Balseiro
Universidad Nacional de Cuyo
Comisión Nacional de Energía Atómica
Argentina

Índice de contenidos

Resumen	- 3 -
Abstract	- 4 -
Motivación.....	- 5 -
Capítulo 1: Introducción	- 6 -
1.1 Objetivos del trabajo.....	- 6 -
1.2 Descripción y marco actual del Reactor RA – 6	- 7 -
1.3: Descripción del núcleo	- 8 -
1.4: Descripción de los combustibles	- 9 -
1.5: Parámetros Relevantes.....	- 10 -
Capítulo 2: Códigos	- 12 -
2.1: Código de Celda	- 12 -
2.1.1: Descripción del código.....	- 13 -
2.1.2: Casos analizados	- 13 -
2.2: Código de núcleo.....	- 14 -
2.2.1: Descripción del código.....	- 14 -
2.2.2: Discretización en el plano XY	- 15 -
2.2.3: Discretización en Z	- 17 -
Capítulo 3: Estrategias de Recambio	- 18 -
3.1: Evolución sin agregado de combustible fresco.....	- 18 -
3.1.1: Efecto del paso temporal	- 20 -
3.1.2: Estrategia de recambio nominal.....	- 21 -
3.1.3: Evolución con rotación de combustibles.....	- 22 -
3.2: Evolución con agregado de combustible fresco.....	- 23 -
3.2.1: Convergencia hacia el núcleo de equilibrio.....	- 24 -
3.2.2: Diseño de una gestión de combustible	- 25 -
	- 1 -

3.2.3: Comparación entre la estrategia de recambio nominal y la estrategia de recambio diseñada	- 27 -
3.2.4: Estrategias de transición al núcleo de equilibrio.	- 30 -
3.2.5: Factor de pico	- 33 -
3.2.6: Quemado medio de extracción	- 34 -
3.3: Conclusiones	- 35 -
Capítulo 4: Quemado del Cd en los marcos de los Elementos Combustibles.....	- 37 -
4.1: Efecto de cambiar la escala de quemado en las secciones eficaces	- 37 -
4.2: Efecto de quitar reflector	- 39 -
4.3: Conclusiones	- 40 -
Capítulo 5: Envenenamiento del núcleo	- 42 -
5.1: Envenenamiento con ¹³⁵ Xe	- 42 -
5.1.1: Envenenamiento a 1 MW	- 44 -
5.1.2: Envenenamiento a 3 MW	- 45 -
Capítulo 6: Comparación entre Difusión y Monte Carlo para un núcleo de equilibrio..	- 48 -
6.1: Objetivo	- 48 -
6.2: Procedimiento	- 48 -
6.2.1: Carga de datos.....	- 49 -
6.2.2: Procesamiento.....	- 49 -
6.2.3: Impresión de resultados.....	- 50 -
6.3: Resultados	- 50 -
Conclusiones.....	- 51 -
Bibliografía.....	- 52 -
Agradecimientos	- 53 -

Resumen

Este trabajo fue desarrollado en el marco de un aumento de potencia y cambio a núcleo de bajo enriquecimiento del Reactor RA – 6. Se analizó la evolución del reactor para posibles configuraciones desde el núcleo fresco hacia el núcleo de equilibrio.

Las secciones eficaces de los materiales fueron obtenidas con el código de celda CONDOR, y la evolución global fue conseguida con el código de núcleo PUMA.

Se desarrolló una estrategia de recambio de combustibles y se determinó el momento oportuno para el inicio de la misma. También se estudió el envenenamiento con ^{135}Xe y las condiciones para que el reactor pueda superar cualquier transitorio debido a este isótopo.

Otro punto analizado considera posibles variaciones en la velocidad de quemado del Cd contenido en los alambres de los marcos de los elementos combustibles.

Por último se desarrolló una herramienta que permite tomar las salidas del modelo de difusión e introducirlas adecuadamente en un input de MCNP, con el objetivo de tener en cuenta la variación del espectro con el quemado del núcleo en cálculos estocásticos de transporte de radiación hacia una facilidad externa.

Palabras Clave: RA6, Estrategia de recambio, Quemado en Cadmio, CONDOR, PUMA, MCNP.

Abstract

This work was developed in the framework of an increase of power and change to a low – enrichment core in the RA – 6 Reactor. The reactor evolution from the fresh core towards the equilibrium core was analyzed, for several possible configurations.

The cross sections for all materials were obtained with CONDOR cell code, while PUMA was used as the core code to obtain the global evolution.

A refuelling strategy was developed, as well as its proper starting time definition. The core poisoning due to ^{135}Xe is also treated, including the conditions for which the reactor is able to override any poisoning transient due to such fission product.

Possible variations in the rate at which the cadmium wires located along the fuel elements are burned up are also discussed.

Finally, a computer program that takes the results obtained with the diffusion model and introduces them properly into a MCNP input, was also developed. Thus it is possible to study time – dependent radiation spectra variations due to core burnup changes, in order to use it in deep – penetration stochastic calculations.

Keywords: RA6, Fuel management strategy, Cadmium burnup, CONDOR, PUMA, MCNP.

Motivación

El cambio de núcleo del Reactor RA6, en el marco del proyecto UBERA 6 genera la oportunidad de contar con datos experimentales para los que se conocen las composiciones de partida, además de las condiciones globales del núcleo. Esto hace que se puedan diseñar experimentos en forma más precisa, y realizar adecuadamente el seguimiento de potencia, a diferencia de la situación anterior en la que los elementos combustibles provenían del Reactor RA3 con una historia de quemado previa.

Aunque a la fecha no se cuenta con suficiente historia de operación que permita definir si los modelos de cálculo son suficientemente precisos cuando los combustibles están quemados, las evaluaciones sobre núcleo fresco indican que el modelado es apropiado. En esta línea el presente trabajo se basa en los modelos existentes y se orienta a definir estrategias de operación y seguimiento de potencia, encarando además criterios de análisis del núcleo con el fin de preparar el terreno para la evaluación de núcleos con historia de potencia.

Por otra parte, la necesidad de tener en cuenta los cambios en la distribución energética de la radiación utilizada en la facilidad externa a medida que el núcleo evoluciona, impulsan un desarrollo para acoplar los modelos de difusión y los cálculos de transporte con Monte Carlo.

Capítulo 1: Introducción

1.1 Objetivos del trabajo

El Reactor RA – 6 alcanzó criticidad en enero de 2009 con un núcleo fresco, en el marco de un proyecto de aumento de potencia del reactor, y de cambio desde un núcleo de alto enriquecimiento a uno de bajo enriquecimiento (denominado “Proyecto UBERA 6”). Esta instancia genera una posibilidad única: contrastar los resultados de los modelos teóricos con datos experimentales, la posibilidad de seguir la historia de potencia. Éste es uno de los propósitos primarios del trabajo.

Como el reactor no operó lo suficiente, el esfuerzo se dirigió a analizar las distintas variables del reactor a medida que éste se aproxima al núcleo de equilibrio, incluyendo la gestión de combustible, quemados de extracción y factor de pico entre otros.

Los resultados obtenidos en estos temas son adaptables a las distintas situaciones que puedan tomar lugar en el futuro, a medida que el reactor evolucione en la realidad.

Otro aspecto analizado fue la evolución del Cd contenido en los marcos de los elementos combustibles. Datos experimentales revelaron que, operando con combustibles similares a los empleados en el Reactor RA – 6, se observó un comportamiento diferente al esperado con las herramientas de cálculo; por lo tanto se estudia en este trabajo cómo puede afectar tal fenómeno al comportamiento del reactor, a medida que éste opera.

El Reactor RA – 6 posee una facilidad de irradiación, en la cual un haz de neutrones es transportado hacia los blancos a irradiar. Los métodos estocásticos, como el método MonteCarlo, son una herramienta fundamental para el estudio del transporte de la radiación; pero no permiten evoluciones en el tiempo, como el quemado del combustible. Este es un punto importante, ya que con la evolución del núcleo cambia el espectro de la radiación a transportar en la facilidad; por lo tanto una parte del trabajo consiste en desarrollar un programa que permita, de forma automatizada, tomar los datos en función del quemado y adaptarlos para el uso con MCNP, de manera de disponer, a cualquier quemado, de información precisa sobre el espectro de la radiación que es transportada.

1.2 Descripción y marco actual del Reactor RA – 6

El Reactor Nuclear Argentino RA-6 es un reactor destinado fundamentalmente a las actividades de investigación, enseñanza y entrenamiento. Por lo tanto, los requerimientos de los diversos usuarios requieren del reactor una gran versatilidad. [5]

Para ello el RA – 6 posee varias facilidades de irradiación, colocación de muestras y sistema neumático de irradiación, siendo posible además, cambios en la configuración del núcleo con el fin de variar la distribución de flujo neutrónico, u otras magnitudes, de acuerdo a las necesidades específicas de determinadas experiencias.

Una característica especial es la distribución de laboratorios, con fácil acceso al hall del reactor que permite realizar experimentos simultáneos con niveles de radiación lo suficientemente bajos para garantizar el uso intensivo y sin riesgos por parte del personal involucrado.

El reactor es del tipo *open – pool*, con elementos combustibles denominados *MTR*, de uranio de bajo enriquecimiento (inferior al 20%) en el isótopo ^{235}U . El sistema de refrigeración del reactor es de flujo descendente y utiliza agua natural desmineralizada.

Hasta el año 2007, el RA – 6 contaba con un núcleo de uranio enriquecido al 93%. Sus combustibles ya habían sido utilizados en el Reactor RA – 3, y no se disponía de un historial de potencia exacto, lo que implicaba incertezas relacionadas con la composición de los combustibles, y por ende, en el espectro de la radiación.

Actualmente el reactor se encuentra operando a 1 MW, como parte del proceso de aumento de potencia, desde los 500 kW previos hasta 3 MW, ya habiendo tomado lugar el cambio de núcleo a bajo enriquecimiento.

Un cambio central, ya realizado, es la composición química del combustible: actualmente siliciuro de uranio, U_3Si_2 ; anteriormente se utilizaba óxido de uranio. El RA – 6 es el único reactor de Argentina con este tipo de combustible.

El presente trabajo supone una potencia de trabajo de 1 MW, y el análisis parte de un núcleo fresco.

Cada elemento combustible está formado por placas con el material fisionable, recubiertas con aluminio en ambas caras. El material que contiene los isótopos fisiles, también denominado *meat*, está compuesto por una mezcla de aluminio y U_3Si_2 . Dichas placas, orientadas en dirección vertical, están sujetas lateralmente por un par de marcos de aluminio. El espesor del *meat* es de 0.051 cm, mientras que el del recubrimiento de aluminio es de 0.0495 cm.

Los elementos combustibles normales tienen 19 placas. En el caso de los elementos combustibles de control, se tienen 14 placas, ocupando 5.74 cm en la dirección horizontal de las figuras citadas recientemente, mientras que los restantes 2.36 cm del total de 8.1 cm corresponden al emplazamiento de dos barras de control de 1.18 cm, una a cada lado. Una aleación de Ag, In y Cd se utiliza como material absorbente, recubierto de acero inoxidable. El absorbente tiene un espesor de 0.22 cm.

En la dirección vertical de la Figura 1, de los 7.7 cm disponibles en la grilla, 6 cm son ocupados por las placas combustibles, mientras que cada marco ocupa 5 mm. Esto es cierto tanto para los combustibles normales como para los que tiene barra de control.

En la dirección perpendicular al plano de las figuras 1 y 2, la longitud activa es de 61.9 cm. De los 61.9 cm de longitud activa, los 50 cm centrales poseen un alambre de cadmio, de 0.025 cm de radio, insertado en los marcos de todos los elementos combustibles. El número de alambres en cada marco no es igual al número de placas con *meat*, sino que se colocan placa por medio.

1.5: Parámetros Relevantes

Se describen a continuación algunos parámetros relevantes relacionados con el reactor:

- Exceso de reactividad. Es la reactividad del reactor en un instante dado. Se calcula para todas las evoluciones calculadas, es un parámetro básico relacionado con la seguridad y la capacidad del reactor de alcanzar criticidad.
- Antirreactividad. Es el negativo del valor de reactividad introducido por el agente en cuestión, pudiendo éste ser un elemento de control, un veneno neutrónico, etcétera. Se utiliza en el trabajo al calcular el envenenamiento debido a ^{135}Xe .

- Margen de antirreactividad. Es la antirreactividad introducida por un elemento de control. El valor requerido por norma es de 3000 pcm como mínimo. En el trabajo se calculan del margen de antirreactividad del núcleo para verificar que el reactor puede apagarse en cualquier momento de la evolución.
- Factor de pico. Es el cociente entre la máxima densidad de potencia generada en un cierto volumen de control, y la densidad de potencia promedio generada en el núcleo. Este valor adimensional se obtiene para los núcleos de equilibrio de dos estrategias de gestión de combustible diferentes, verificando que es menor a 3 como lo establecen las normas vigentes.

Capítulo 2: Códigos

2.1: Código de Celda

Un código de celda es un programa que genera secciones eficaces, condensadas en un número dado de grupos de energía y homogeneizadas espacialmente en materiales, en función del quemado, resolviendo la ecuación de transporte con un método preciso y complejo, como probabilidad de colisión u ordenadas discretas, a varios grupos de energía y con buen detalle espacial.

Los resultados obtenidos con el código de celda son necesarios para obtener parámetros globales del sistema, como por ejemplo la reactividad, con un código de núcleo. Un código de núcleo resuelve la ecuación de transporte mediante el modelo de difusión. El modelo de difusión es más sencillo y menos preciso que uno como probabilidad de colisión; dada la complejidad que presenta un núcleo de un reactor típico, utilizar métodos precisos para resolver parámetros globales resulta prohibitivo aún hasta para obtener la información más básica, al menos por el momento. Allí se encuentra la razón del uso de códigos de celda y códigos de núcleo.

Es importante destacar que el modelo de difusión no es válido cuando se presentan gradientes fuertes en el flujo, como cuando hay absorbentes fuertes, o en las fronteras entre diferentes materiales. El código de celda disminuye este problema al homogeneizar los materiales, aunque se introduce una fuente de incerteza ya que efectos como auto-apantallamientos ya no son tenidos en cuenta.

El código de celda necesita la geometría y las composiciones de los materiales, como así también la potencia específica generada y condiciones de contorno apropiadas en cada caso.

Además de las secciones eficaces, los códigos de celda proveen otra información como densidades atómicas de los materiales homogéneos, ritmos de reacción por grupo de energía y también son útiles para generar datos para estados perturbados como los producidos con cambios en alguna temperatura o densidad.

2.1.1: Descripción del código

Se utilizó el código CONDOR versión 2.50, desarrollado por la empresa INVAP SE, para obtener las secciones eficaces; en el marco del proyecto UBERA – 6. Es un código 2D que resuelve la ecuación de transporte mediante el método de probabilidad de colisiones. [1][11]

El código resuelve el sistema en geometría cilíndrica bidimensional, esto implica que no se consideran las variaciones axiales de composición; para tener en cuenta esto es necesario utilizar el código más de una vez teniendo en cuenta las distintas composiciones, obteniendo diferentes secciones eficaces para las diversas posiciones axiales.

La biblioteca de datos nucleares utilizada se denomina ESIN2001. El código posee un método para el cálculo de las secciones eficaces efectivas en la región resonante que permite tratar el carácter doblemente heterogéneo del sistema (los isótopos en las placas y las placas en el elemento combustible); también es posible considerar barras absorbentes anulares.

En CONDOR la potencia específica se expresa en MW/(ton de metal pesado), donde metal pesado puede ser U, Pu, Th, etcétera. El código es compatible con geometrías rectangulares así como hexagonales. Puede calcular perturbaciones, por ejemplo cambios en una temperatura o densidad; mediante la tarjeta *STATE TREE*.

En los casos analizados, la condición de contorno en todos los bordes del sistema es de frontera blanca.

2.1.2: Casos analizados

Se obtuvieron las secciones eficaces de los distintos materiales que componen el núcleo, para luego introducirlas en el código de núcleo.

En el caso de los materiales estructurales, como reflectores, las secciones eficaces no dependen del quemado.

Para los materiales de los elementos combustibles, incluyendo los marcos, se extrajeron las secciones eficaces así como las densidades atómicas por material en función del quemado, a fin de comparar los resultados obtenidos entre el código de núcleo y MCNP.

Se obtuvieron secciones eficaces en función del quemado cubriendo el rango 0 a 120000 MWd/Ton. A fin de describir adecuadamente las variaciones de reactividad en las

etapas iniciales de los combustibles en el núcleo, se adoptó la discretización siguiente (valores en MWd/Ton): 0 a 10000 en pasos de 500, 10000 a 40000 en pasos de 1000, 40000 a 50000 en pasos de 2000, 50000 a 80000 en pasos de 5000, y 80000 a 120000 en pasos de 10000. Esta discretización con 66 tablas de quemado por material quemable aumenta gradualmente, y sólo es gruesa en la zona de variaciones de reactividad cercanas a la linealidad, para altos quemados por encima de 50000 MWd/Ton.

En energía, el código CONDOR resuelve a 69 grupos de energía y luego condensa en el número de grupos deseado, que en este caso es 5. Los límites inferiores de energía corresponden a los grupos 14, 27, 45, 57 y 69 de la biblioteca ESIN2001, con energías de 9118 keV, 4 eV, 0.625 eV, 0.08 eV y 0 eV.

2.2: Código de núcleo

El código de núcleo toma las secciones eficaces generadas con el código de celda y resuelve el sistema mediante el modelo de difusión, con un esquema iterativo que recalcula el flujo hasta obtener la precisión deseada. Esto permitirá obtener la evolución de la reactividad y otros parámetros como los factores de pico, que constituyen algunos de los objetivos deseados.

2.2.1: Descripción del código

Se utilizó el código PUMA versión 4.028, desarrollado por la Comisión Nacional de Energía Atómica. El código resuelve la ecuación de transporte mediante la aproximación de difusión multigrupo en todo el reactor.

PUMA utiliza las secciones eficaces generadas a 5 grupos con CONDOR.

Los datos se introdujeron en PUMA divididos en tres partes. La primera parte comprende la geometría del sistema, incluyendo las dimensiones de cada malla de cálculo. Esto se consigue mediante la definición de planos en el espacio. La segunda parte comprende las secciones eficaces en función del quemado, obtenidas previamente con el código de celda, para cada material utilizado en el modelo del núcleo. La última parte detalla los materiales para cada una de las mallas de cálculo definidas en la primera parte.

El código llama al material combustible más sus dos marcos correspondientes “canal”, asociando al marco el quemado del combustible.

2.2.2: Discretización en el plano XY

2.2.2.1: Discretización en la zona activa

El plano XY se observa en las Figuras 1 y 2. Las mallas de cálculo se definen mediante planos en las diferentes direcciones, teniendo para la zona activa la discretización detallada a continuación y mostrada en la Figura 3:

Dirección X (horizontal):

Dos divisiones de 0.59 cm

Cuatro divisiones de 1.435 cm

Dos divisiones de 0.59 cm

Dirección Y (vertical):

Dos divisiones de 0.425 cm

Tres divisiones de 2 cm

Dos divisiones de 0.425 cm

Los elementos combustibles normales comprenden la zona con material combustible, entre las tres divisiones centrales en la dirección Y, los marcos en cambio se hallan entre las dos primeras (o últimas) divisiones en la misma dirección.

Los elementos combustibles de control se definen con el material combustible en las cuatro divisiones centrales en la dirección X y las tres divisiones centrales en la dirección Y; la región destinada a las barras de control es la comprendida entre las primeras dos y últimas dos divisiones en la dirección Y, mientras que los marcos de aluminio se hallan comprendidas entre las dos primeras (o las dos últimas) divisiones en la dirección Y, abarcando las cuatro divisiones centrales en la dirección X.

Se usa la misma discretización en toda la zona activa porque permite colocar cualquier elemento combustible (normal, de control) en cualquier punto de la grilla, sin tener que modificar todos los planos en el *input* de PUMA. Por otra parte, en los marcos de los combustibles se colocan numerosas divisiones debido a la presencia de Cd, que produce gradientes grandes de flujo neutrónico.

2.2.2.2: Discretización en los reflectores

En el resto del reactor se coloca una discretización menos detallada, promediando una docena de planos adicionales a partir de cada frontera de la zona activa.

2.2.3: Discretización en Z

La discretización en Z (la dirección perpendicular al plano de la Figura 1) es común para todo el modelo. Para ejemplificar se presenta la discretización en la longitud activa.

Los primeros 5.95 cm de la longitud activa, correspondientes a una zona sin cadmio en los marcos de los combustibles, están discretizados en 3 divisiones de 1.99 cm, 1.98 cm y 1.98 cm, desde afuera hacia adentro. Luego hay 10 grupos de 3 divisiones, para los 50 cm con cadmio. Cada grupo de 3 divisiones es simétrico: 2.08 cm, 2.09 cm y 2.08 cm. Los últimos 5.95 cm tienen 3 divisiones: 1.98 cm, 1.98 cm y 1.99 cm, con simetría respecto al comienzo.

Capítulo 3: Estrategias de Recambio

En este capítulo se analiza la evolución del núcleo con el quemado, utilizando los resultados del código de celda y código de núcleo. [6,7,8]

El quemado del núcleo implica el agregado de combustible fresco, lo que conduce a las estrategias de recambio. Una estrategia de recambio define la manera en la que se administrará la recarga y el movimiento de los combustibles, intentando maximizar una o varias figuras de mérito. Es el caso del quemado medio de extracción y el margen de reactividad del núcleo, variables que imponen una relación de compromiso entre ellas y que se analizarán junto con el momento en el cual es conveniente comenzar a agregar nuevos combustibles. El factor de pico es otra variable que se desea mantener lo más cercana a la unidad como sea posible; dado que en general no es alcanzable, el límite en el factor de pico resulta de la capacidad del sistema de refrigeración para disipar la máxima potencia local.

Hay que destacar que el reactor no necesariamente trabajará con una estrategia fija de recambio, debido a su versatilidad intrínseca; las estrategias se plantean como requisito de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Cabe aclarar que en este y los capítulos siguientes se habla de tiempo y de quemado de manera indistinta, el tiempo se mide en días de plena potencia (dpp) a la potencia de operación, 1 MW a menos que se indique lo contrario.

3.1: Evolución sin agregado de combustible fresco

Primero se calculó la evolución en el tiempo del núcleo, sin realizar movimientos de combustible o recambios por combustibles frescos, para una potencia total generada de 1MW, y con un paso de quemado de 10 días de plena potencia (dpp), hasta los 2000 dpp.

La curva de reactividad en función del tiempo se muestra en la Figura 4, hasta 1500 dpp.

En el Capítulo 4 se comparan los resultados obtenidos en esta sección, considerando variaciones en el comportamiento del Cd ubicado en los marcos de los combustibles, lo que podría significar cambios en la evolución mostrada a continuación.

Esta disposición de barras será utilizada en todos los pasos de quemado de este trabajo, a menos que se indique lo contrario. La evolución del núcleo en el tiempo se realiza con las barras de control 1 y 2 al 100% de extracción (barras de seguridad), y con las barras 3, 4 y 5 al 50%. La barra 5 es la barra de regulación.

Las barras de seguridad se tienen al 100% de extracción de manera de poder apagar el reactor en una secuencia accidental incluso cuando una de las dos barras falle en el accionamiento.

Las barras 3 y 4 cumplen funciones de barras de regulación, la función primaria es compensar la reactividad durante la operación del reactor. La posición de cada una puede variar de acuerdo a los requerimientos de cada experimento, con el quemado del núcleo y con la gestión de combustible.

La barra 5 es de regulación y tiene un peso en reactividad cercano a β e idealmente menor; la combinación del peso de esta barra y su velocidad de extracción permiten utilizarla con el piloto automático sin posibilidad de que ocurra un *prompt – jump*.

Se observa que la reactividad decae al comienzo, con un mínimo alrededor de los 350 días. Luego comienza a subir, producto del quemado del cadmio, presentando un pico a los 810 días aproximadamente. Finalmente desciende en forma casi lineal, debido al quemado del material fisil. El combustible tiene un enriquecimiento del 19,8%, por lo que la aparición de plutonio, debida a la captura de neutrones en uranio 238, no es significativa en la reactividad; siendo éste efecto más importante a enriquecimientos menores.

3.1.1: Efecto del paso temporal

Se calculó la evolución mostrada en la Figura 4 con distintos pasos de tiempo, de entre 10 y 40 días de plena potencia, observándose muy poca diferencia en los valores de reactividad. Las discrepancias aumentan, aunque no monótonamente, al avanzar en el tiempo. Concretamente, utilizando pasos de entre 10 y 40 días, se obtienen 7.9 pcm de diferencia en el valor de reactividad, a los 2000 días de cálculo. Se concluye que el paso de tiempo puede ser de hasta 40 días, determinándose principalmente con la resolución deseada, minimizándose el tiempo de cálculo siempre que sea posible.

Se analizará a continuación cuánto tiempo puede operar el reactor sin introducir combustibles frescos, de manera de maximizar el quemado de los elementos combustibles antes de comenzar a realizar extracciones.

Una instancia previa es realizar movimientos de elementos combustibles dentro del núcleo, sin introducir combustible fresco, simplemente rotándolos con una estrategia, que puede ser la misma que se utiliza cuando se introduce combustible fresco. A tal fin, se describe a continuación la estrategia de recambio utilizada, denominándose ésta “estrategia de recambio nominal”.

3.1.2: Estrategia de recambio nominal

A continuación se describe la estrategia de recambio nominal, ésta ha sido utilizada en el Proyecto UBERA – 6.

Una estrategia consiste en el agregado de combustible, movimientos y la extracción de combustible quemado. Estas operaciones pueden combinarse formando caminos. Se completa un ciclo cuando se han recorrido en orden todos los caminos, una vez cada uno. Las operaciones de carga y descarga de combustibles, así como los movimientos entre distintas posiciones en la grilla pueden considerarse instantáneos a los fines del cálculo.

Como se citó anteriormente, el núcleo está formado por 5 elementos combustibles con barras de control asociadas, y 15 elementos combustibles sin barras. Como difieren geoméricamente debido a esto último, un camino dado sólo puede comprender elementos combustibles de un tipo.

La estrategia inicial tiene 4 caminos, el primero de los cuales tiene en cuenta los combustibles con barra de control. Cada camino comienza con una descarga, 4 movimientos y una carga. La Tabla 2 muestra la información por caminos.

Un ciclo se completa cuando se ha llevado a cabo el camino 1, luego el camino 2, luego el camino 3 y finalmente el camino 4.

Es importante notar que **cuando el núcleo llega al equilibrio, el estado en cada punto del ciclo es siempre el mismo en la práctica.**

Se observa que el ciclado consigue “retrasar” la evolución del núcleo sin recambios. Mover los combustibles de lugar produce que vayan hacia el centro del núcleo algunos de los combustibles que habían estado en la periferia, que poseen mayor cantidad de material fisible que aquellos que se hallaban en el centro del núcleo; el centro del núcleo tiene mayor importancia, el flujo allí es mayor, y en consecuencia aumenta la reactividad del sistema. Pero esto sólo es cierto para los primeros ciclos, ya que luego el quemado de los combustibles es bastante uniforme en todo el núcleo.

En la zona de la curva donde la pendiente es positiva, se observa que los recambios traen aparejado una disminución de reactividad, esto puede explicarse notando que los combustibles que se mueven desde la periferia hacia el centro, además de tener más uranio para fisiónar, también tienen más veneno sin quemar.

La sección eficaz térmica de absorción del uranio 235 es el 3,3% de la del cadmio 113, evaluadas a 0.0253 eV, y el 1,1% si para el cadmio se evalúa en la energía correspondiente a la primera resonancia, denominada también energía de corte del cadmio. Esto explica los picos luego de los recambios en la Figura 5; también la utilidad del cadmio como veneno neutrónico para compensar el exceso de reactividad en los estados de poco quemado. El cadmio 113 es el isótopo de mayor sección eficaz del elemento.

Con esta técnica puede demorarse el inicio del recambio de combustibles, dependiendo de cuándo éste se lleve a cabo. La utilidad es limitada, ya que los recambios deben comenzarse un tiempo antes de que el margen de reactividad sea negativo. De lo contrario, el núcleo se hallará agotado desde el punto de vista neutrónico y los ciclos deberían ser muy cortos para poder mantener la criticidad, disminuyendo así el quemado de extracción promedio de los combustibles. La diferencia con la evolución sin recambios es que se obtiene un núcleo también agotado, pero con quemado uniforme.

3.2: Evolución con agregado de combustible fresco

A continuación se estudia la evolución del núcleo cuando tiene lugar el agregado de combustible fresco.

Utilizando la estrategia nominal, se calculó la evolución del núcleo, con ciclos de 400 dpp de duración, partiendo desde el núcleo fresco, involucrando 4 recambios por ciclo, uno por cada camino. La Figura 6 muestra la curva de reactividad, junto con la evolución calculada para el caso sin recambios.

Se separa la lista anterior en dos listas, dependiendo de si los EC son EC con barra de control o no, y se ordena por el quemado alcanzado sin recambios.

Ya puede en este punto definirse el camino de recambio a seguir para los ECC, éste se presenta en la Tabla 3, bajo la columna “Camino 1”.

Entonces pueden plantearse varias estrategias, teniendo variables como el número de caminos de recambio, la secuencia de posiciones que conforman cada camino de recambio, los EC que conforman cada camino de recambio, e incluso la introducción de un quemado máximo de extracción.

En este punto se decide fijar en 3 el número de caminos de recambio para los EC, con secuencias de 5 posiciones por camino, igual que con los ECC.

Se prosigue agrupando ahora en cinco nuevos grupos, denominados Q1 a Q5; agrupando los tres EC más quemados en un grupo (Q1), luego otro grupo con los EC entre el cuarto y el sexto EC más quemados (Q2), y así hasta completar cinco grupos, es decir los 15 EC.

Dentro de cada grupo Q_i pueden usarse letras para definir al EC más quemado como A, al segundo como B y al EC menos quemado como C.

Entonces, utilizando para el primer paso los EC del grupo Q1, para el segundo paso del camino los EC del grupo Q2, etcétera, estrategias posibles son:

1. Formar los caminos de recambio tomando en cada paso un EC con la misma letra (A, B o C). Ejemplo: Camino 1: AAAAA, Camino 2: BBBBB, Camino 3: CCCCC.
2. Formar los caminos de recambio tomando la secuencia ABC, repetirla, ABCABCABC..., y para cada camino nuevo comenzarla una letra después.
Ejemplo: Camino 1: ABCAB, Camino 2: BCABC, Camino 3: CABCA.
3. Formar los caminos de recambio de la siguiente manera:
Camino 1: ABCBA Camino 2: BCACB, Camino 3: CABAB.

Se grafican los ciclos posibles de implementación, en la Figura 8. Se decide tomar la estrategia 3 intercambiando los roles de las posiciones G7 y G8 para que los combustibles de todos los caminos recorran el núcleo en posiciones lejanas una de otra, evitando que todos los combustibles correspondientes a un camino se aglomeren en una región del núcleo.

Si se opta por comenzar a agregar combustible fresco a los 570 días, se presentan problemas luego de 1500 días de operación, también teniendo en cuenta el envenenamiento por Xe 135. El menor valor del margen de reactividad se produce cerca de los 2270 días, justo antes de realizar un recambio, con aproximadamente 300 pcm. Esta opción es por lo tanto viable pero inconveniente. En el caso de adoptarse, se podría adelantar el recambio de combustible cuando el margen de reactividad alcance algún valor límite, o aceptar que en algunas partes del ciclo podrán existir inconvenientes para el encendido.

Finalmente si se comienza a recambiar a los 350 días, el margen de reactividad tiene un mínimo de 633 pcm a los 2050 días. Dicho margen tiene un valor promedio de (1096 ± 200) pcm, calculado desde los 1500 días. Esta es la mejor opción dado que maximiza el margen de reactividad de manera de reducir los problemas provocados por el Xe 135, en el caso de operar el reactor a 3 MW.

3.2.4.2: Duración del ciclo

Se analiza ahora el efecto de la duración del ciclo. Se calcula la evolución de la reactividad para los casos en que se comienza a agregar combustible fresco en el mínimo, la inflexión y el máximo de la curva de la evolución sin agregado de combustible, para un ciclo de 360 dpp a 1 MW, esto es, recambios de combustible cada 90 dpp; los resultados se muestran en la Figura 13 junto con el margen de reactividad.

Se concluye, teniendo en cuenta el criterio de corte expuesto anteriormente, que un ciclo de 360 dpp es mejor que uno de 400 dpp, teniendo así un margen de reactividad mayor a 1200 pcm en todo momento, excepto un punto de 1168 pcm a los 1880 días, que no representa mayores inconvenientes.

- Se concluye que partiendo con el núcleo fresco, el RA – 6 debería iniciar los recambios de combustible aproximadamente a los 350 dpp luego de la puesta a crítico; de usar la estrategia propuesta, se recomienda una duración de 360 dpp.
- Se obtuvo que la duración del ciclo debería ser cercana a los 360 dpp.
- Se halló que, conjuntamente con el punto anterior, la reactividad en exceso debe ser de al menos 1200 pcm, para poder superar cualquier transitorio ocasionado por el envenenamiento con ^{135}Xe .
- El quemado promedio de extracción es cercano a los 42000 MWd/ton.

Capítulo 4: Quemado del Cd en los marcos de los Elementos Combustibles

Puede esperarse que la velocidad de quemado del cadmio, ubicado dentro de los marcos de los elementos combustibles, se queme más rápidamente que lo esperado de acuerdo a los modelos. Esto puede darse si los gradientes de flujo dentro del núcleo no son equivalentes a los que se modela con códigos de celda y núcleo. Otra causa posible comprende deformaciones de los alambres de cadmio al ser colocados en los marcos durante el proceso de fabricación de los combustibles.

En esta sección se intenta determinar los rangos de variabilidad del fenómeno así como algunas pautas para compensarlo.

4.1: Efecto de cambiar la escala de quemado en las secciones eficaces

Una forma de analizar las posibles fluctuaciones en el comportamiento del sistema debido a este fenómeno es simular quemados más rápidos o más lentos del cadmio, simplemente modificando las tablas de las secciones eficaces en función del quemado para los materiales que contienen cadmio, en los datos obtenidos a partir del código CONDOR.

De esta manera puede analizarse también la posibilidad de no cumplimiento de los márgenes de seguridad.

Se procedió a cambiar la escala de quemado de las secciones eficaces de los marcos de los combustibles, multiplicándolo por los factores 0.8, 0.9, 1.1 y 1.2. Factores menores a 1 simulan un quemado más rápido del cadmio, mientras que factores mayores a 1 significan que el cadmio se quema más lentamente.

A continuación en la figura 16 se muestra la variación de la reactividad en función del tiempo para días a plena potencia (dpp) de 1 MW, para una evolución sin recambios ni movimientos. También se muestra el caso en el que los marcos de los elementos combustibles no tienen cadmio.

En la Tabla 4 se muestran los dpp que deberían transcurrir para poder observar una diferencia de 200 pcm con los valores calculados, siendo 200 pcm un valor de corte elegido arbitrariamente; correspondiéndose aproximadamente a la diferencia entre dos posiciones sucesivas en una de las barras de control, de acuerdo al modelo de núcleo.

Velocidad hipotética de quemado	Tiempo aproximado para poder apreciar 200 pcm
0.8t	200 dpp
0.9t	300 dpp
1.1t	350 dpp
1.2t	200 dpp

Tabla 4: Tiempo en dpp que deberían transcurrir para apreciar una diferencia de 200 pcm con los valores calculados.

Se calculan los márgenes de antirreactividad para los casos en el que el cadmio se quema más rápido, obteniendo valores aceptables. Se ve que, si la velocidad de quemado cambia en un $\pm 20\%$, se vería con seguridad una diferencia de 200 pcm antes de los 350 dpp.

4.2: Efecto de quitar reflector

También se calcula el efecto de quitar una línea de reflectores de grafito de la grilla del núcleo. En este caso el quitar reflector disminuye la reactividad del sistema, en un valor aproximadamente constante con el quemado e igual a (291 ± 7) pcm. Esto podría utilizarse para reducir la reactividad del sistema en el caso donde el cadmio se consume más rápidamente. La Figura 17 muestra la evolución de la reactividad, mientras que la Figura 18 muestra un esquema del núcleo sin una línea de grafitos. Las 300 pcm de reactividad negativa obtenidas al reflejar el núcleo con una línea menos de grafitos alcanzan para compensar las variaciones de reactividad si el cadmio se consume dentro de los límites de velocidad considerados.

Capítulo 5: Envenenamiento del núcleo

Resulta de interés estimar la reactividad introducida en el núcleo por núclidos con secciones eficaces de absorción comparables a las secciones eficaces de fisión de los isótopos físis. Dicha reactividad puede denominarse “envenenamiento”. [2][4]

Los venenos pueden ser especies como el ^{10}B , Gd; o productos de fisión como el ^{135}Xe y el ^{149}Sm .

El factor de multiplicación del sistema puede escribirse como

$$k = \eta p f \epsilon F \quad \text{Ec. 1}$$

donde η es el número medio de neutrones producidos por núcleo físil destruido, p es la probabilidad de escape a las resonancias, f es el factor de utilización térmica, ϵ es el factor de fisión rápida, y F es la probabilidad de no-fuga de los neutrones.

Si el veneno tiene una sección eficaz macroscópica Σ_a^P se tiene que el envenenamiento es

$$\Delta\rho = -\frac{\Sigma_a^P}{\Sigma_a (1+L^2 B_g^2)} \left[1 - L^2 B_g^2 \frac{\Sigma_{tr}^P/\Sigma_a^P}{\Sigma_{tr}/\Sigma_a} \right] \quad \text{Ec. 2}$$

donde Σ_a es la sección eficaz macroscópica de absorción del reactor, Σ_{tr}^P y Σ_{tr} son las secciones eficaces macroscópicas de transporte para el veneno y el núcleo, L^2 es el área de migración del núcleo y B^2 el *buckling* geométrico.

Si se supone que las fugas son despreciables, el envenenamiento es simplemente

$$\Delta\rho = -\frac{\Sigma_a^P}{\Sigma_a} \quad \text{Ec. 3}$$

Debe tenerse en cuenta que de usar la expresión última se estarán haciendo las siguientes simplificaciones:

- Medio homogéneo
- Medio infinito
- Espectro monoenergético

5.1: Envenenamiento con ^{135}Xe

El ^{135}Xe es un producto de fisión relevante, debido a su enorme sección eficaz térmica de absorción así como a su *yield* de fisión. De hecho el ^{135}Xe aparece en el núcleo tanto por fisión del ^{235}U como por decaimiento β de otro producto de fisión, ^{135}I .

A fin de estimar el envenenamiento del núcleo con ^{135}Xe , se plantean los balances de las densidades atómicas en función del tiempo para el ^{135}Xe , $Xe(t)$; y para el ^{135}I , $I(t)$:

$$\begin{aligned}\frac{dI(t)}{dt} &= \gamma_I \Sigma_f \Phi - \lambda_I I(t) \\ \frac{dXe(t)}{dt} &= \gamma_{Xe} \Sigma_f \Phi + \lambda_I I(t) - \lambda_{Xe} Xe(t) - \sigma^{Xe} \Phi Xe(t)\end{aligned}\quad \text{Ecs. 4}$$

donde γ_{Xe} y γ_I son los *yields* de fisión para ^{235}U del ^{135}Xe y ^{135}I respectivamente, Σ_f es la sección eficaz macroscópica de fisión a un grupo del todo núcleo, Φ es el flujo neutrónico térmico del núcleo, σ^{Xe} es la sección eficaz microscópica de absorción a un grupo del ^{135}Xe y λ_{Xe} y λ_I son las constantes de decaimiento para ^{135}Xe y ^{135}I .

Si el reactor operase por un largo período a potencia constante, se hallarían las densidades atómicas de equilibrio de sendos productos de fisión, Xe_∞ y I_∞ , igualando a cero los miembros izquierdos de las últimas dos ecuaciones.

Si el reactor luego fuese apagado, los balances para los productos de fisión mencionados serían

$$\begin{aligned}\frac{dI(t)}{dt} &= -\lambda_I I(t) \\ \frac{dXe(t)}{dt} &= \lambda_I I(t) - \lambda_{Xe} Xe(t)\end{aligned}\quad \text{Ecs. 5}$$

Resolviendo estas ecuaciones simultáneamente, con las densidades atómicas de equilibrio como condiciones iniciales, se obtiene

$$Xe(t) = Xe_\infty \exp(-\lambda_{Xe} t) + \frac{\lambda_I I_\infty}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} [\exp(-\lambda_{Xe} t) - \exp(-\lambda_I t)] \quad \text{Ec. 6}$$

Utilizando la Ec. 3, $p\epsilon$ igual a la unidad, y η igual a $v\Sigma_f/\Sigma_a$, se tiene que el envenenamiento es

$$\Delta\rho(t) = -\frac{1}{vp\epsilon} \left\{ \frac{(\gamma_I + \gamma_{Xe})\phi_0}{\frac{\lambda_{Xe}}{\sigma^{Xe}} + \phi_0} \exp(-\lambda_{Xe} t) + \frac{\gamma_I \sigma^{Xe} \phi_0}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} [\exp(-\lambda_{Xe} t) - \exp(-\lambda_I t)] \right\} \quad \text{Ec. 7}$$

La Tabla 4 muestra las constantes nucleares relacionadas al envenenamiento con ^{135}Xe .

Variable	Valor para ^{235}U	Valor para ^{239}Pu
σ^{Xe}	$2,7 \cdot 10^6$ [b]	
γ_{Xe}	$2,28 \cdot 10^{-3}$	$1,087 \cdot 10^{-2}$
γ_I	$6,386 \cdot 10^{-2}$	$6,100 \cdot 10^{-2}$
λ_{Xe}	$2,107 \cdot 10^{-5}$ [s^{-1}]	
λ_I	$2,931 \cdot 10^{-5}$ [s^{-1}]	
ν	2,43	2,87

Tabla 4: Constantes nucleares relacionadas al envenenamiento con ^{135}Xe .

5.1.1: Envenenamiento a 1 MW

Se calcula ahora para una potencia total generada igual a 1 MW. Para el valor del flujo térmico de neutrones, se toma $\phi = 5,93 \cdot 10^{12}$ [n/cm²s]. Este valor corresponde a un promedio de los diferentes estados que atraviesa el núcleo de equilibrio al completar un ciclo, con cuatro recambios de combustible.

La Figura 19 muestra la variación de reactividad debida al envenenamiento con ^{135}Xe .

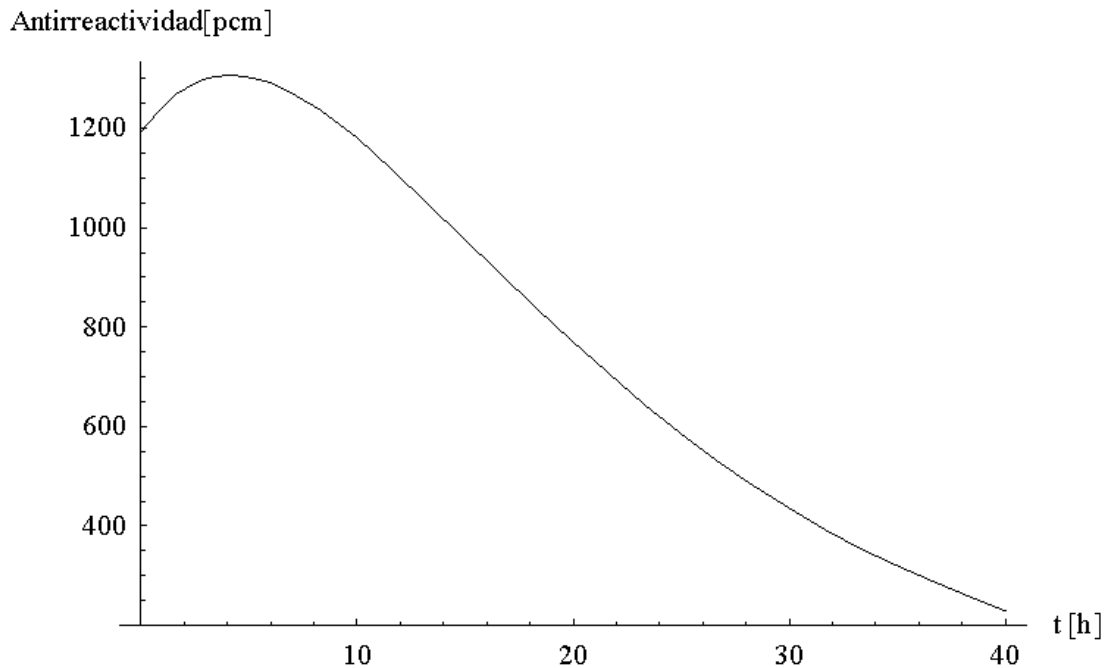


Figura 19: Valor absoluto de la reactividad introducida por envenenamiento con ^{135}Xe , luego del apagado del reactor.

La reactividad negativa introducida por el ^{135}Xe con el reactor operando en equilibrio a 1 MW es de -1190 pcm. El tiempo t_{\max} luego del apagado, en el que la antirreactividad por envenenamiento es máxima, es

$$t_{\max} = \frac{\ln\left(\frac{\frac{\lambda_I \gamma_I \sigma^{Xe}}{\lambda_I - \lambda_{Xe}}}{\lambda_{Xe} \left(\frac{\gamma_I + \gamma_{Xe}}{\sigma^{Xe}} + \frac{\gamma_I \sigma^{Xe}}{\lambda_I - \lambda_{Xe}}\right) + \phi_0}\right)}{\lambda_I - \lambda_{Xe}} = 4,15 \text{ [h]} \quad \text{Ec. 8}$$

Para que tenga sentido físico la expresión anterior, se debe cumplir que el flujo ϕ sea mayor a un flujo mínimo ϕ_{\min} , éste es menor al flujo tomado para el cálculo; por lo tanto el envenenamiento aumenta luego del apagado del reactor.

$$\begin{aligned} \phi_{\min}(^{235}\text{U}) &= \frac{\lambda_{Xe}}{\sigma^{Xe}} \frac{\gamma_{Xe}}{\gamma_I} = 2,79 \cdot 10^{11} \left[\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}} \right] \\ \phi_{\min}(^{239}\text{Pu}) &= \frac{\lambda_{Xe}}{\sigma^{Xe}} \frac{\gamma_{Xe}}{\gamma_I} = 1,39 \cdot 10^{12} \left[\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}} \right] \end{aligned} \quad \text{Ecs. 9}$$

Se observa que el flujo mínimo varía con la composición del núcleo, por depender del cociente γ_{Xe}/γ_I . Para un enriquecimiento del 20% en ^{235}U , el valor para el flujo mínimo es aproximadamente $3,7 \cdot 10^{11} \text{ [n/cm}^2\text{s]}$. Se debe tener en cuenta que las hipótesis realizadas en la derivación de la Ec. 3 constituyen fuentes de incerteza.

El envenenamiento máximo luego de apagar el reactor es de -1306 pcm. Este resultado es similar al obtenido con PUMA, de -1180 pcm, para diferentes estados del núcleo.

Se concluye que el envenenamiento por ^{135}Xe no será un problema, ya que el máximo envenenamiento es de poco más de 100 pcm superior al valor de equilibrio, es decir, al valor con el reactor en funcionamiento.

5.1.2: Envenenamiento a 3 MW

Se analiza cómo cambian los resultados si la potencia se triplica. Esto es importante debido a que el Reactor RA-6 tiene previsto trabajar a 3 MW en el futuro.

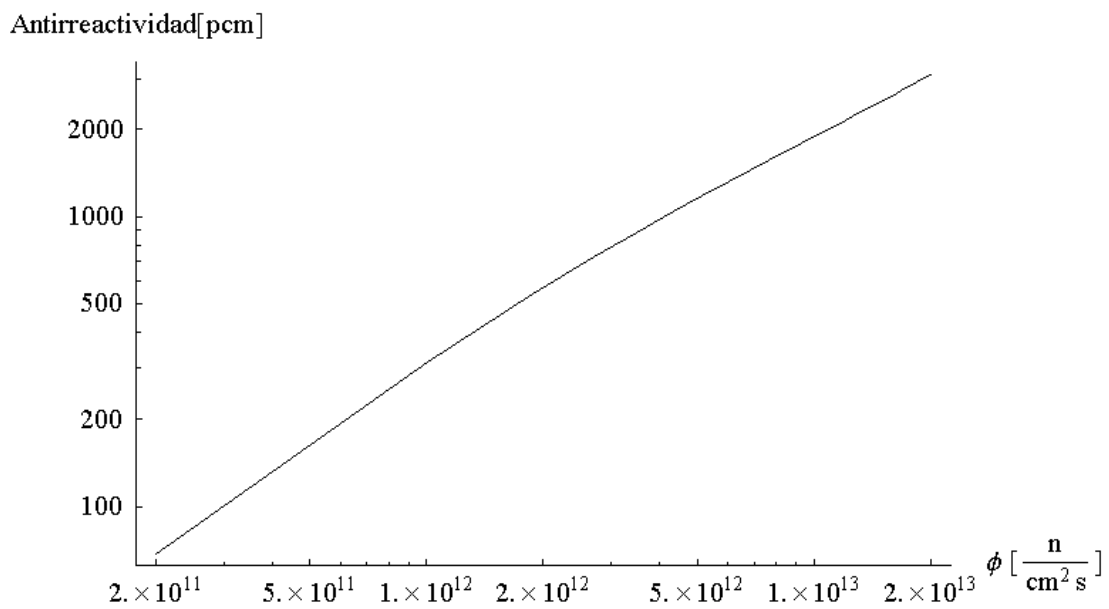


Figura 21: Antirreactividad debida al envenenamiento con ^{135}Xe en función del flujo promedio en el núcleo.

Capítulo 6: Comparación entre Difusión y Monte Carlo para un núcleo de equilibrio

6.1: Objetivo

Se desea vincular los resultados obtenidos para la reactividad del sistema con un método determinístico con los obtenidos con un método estocástico, para un estado de núcleo de equilibrio.

El modelo determinístico, como el llevado a cabo con PUMA, no produce tan buenos resultados como los obtenidos con MonteCarlo cuando se desea transportar neutrones hacia una facilidad externa. Por otra parte el modelo estocástico, como el obtenible con MCNP, no es apto para calcular evoluciones con quemado. [10]

El proceso se automatiza mediante un programa que realice las siguientes acciones:

- Tome los datos, obtenidos con CONDOR, de densidades atómicas en función del quemado para todos los isótopos de cada material.
- Tome los quemados de cada malla de cálculo obtenidos con PUMA
- A partir del quemado y el material de cada malla de cálculo, interpole linealmente y entregue las densidades atómicas, para los isótopos que varían con el quemado, tanto para el combustible en el *meat* como para el cadmio en los alambres de los marcos, con una discretización espacial a elección, y en un formato compatible con un *input* de MCNP.

La comparación se completa haciendo un cálculo de criticidad en MCNP en un modelo del reactor con las densidades isotópicas obtenidas y analizando ambos resultados.

6.2: Procedimiento

Se obtienen las densidades atómicas de todos los materiales de los elementos combustibles en función del quemado a partir del código CONDOR, mediante el uso de las tarjetas *EDIT OUTPUT* y *NUMERICAL DENSITY*.

Luego se guardan en forma de tabla de manera de facilitar la lectura para el programa. Lo mismo se hace con la salida de PUMA que tiene los quemados y materiales por malla de cálculo del núcleo de equilibrio.

A continuación se describe el programa creado, escrito en lenguaje FORTRAN 77 y que posee tres partes: carga de datos, procesamiento e impresión de resultados en un archivo.

6.2.1: Carga de datos

- Se definen todas las variables, vectores y matrices a utilizar en el programa
- Se invoca una subrutina que cuenta el número de isótopos presente en cada material, leyendo los datos de CONDOR. Esta información es útil como límite superior para numerosos *loops DO* en el resto del programa.
- Se llama a otra subrutina que almacena en una matriz de 3 dimensiones los datos de densidades para cada material, isótopo y paso de quemado. También se almacena el nombre de cada isótopo y el orden en el que se encuentran, esta información está disponible durante todo el proceso.
- Se ordena a continuación a otra subrutina que almacene en un vector los pasos de quemado que se utilizaron en CONDOR, a fin de interpolar más adelante. Luego se hace lo propio con las dimensiones en Z de la longitud activa del núcleo, en otro vector.
- Otra subrutina almacena en una matriz de orden 3 los materiales y quemados (en MWd/ton) obtenidos con PUMA para cada malla de cálculo de cada elemento combustible.
- Por último una subrutina carga en un vector los datos de *ZAID* para empalmar la salida con MCNP. Es almacenado el isótopo y la biblioteca de MCNP que lo contiene.

6.2.2: Procesamiento

- Se toma el material de una malla de cálculo y su quemado, luego una subrutina interpola con el último de éstos en el vector de pasos de quemado. Como los pasos de quemado son iguales para todos los materiales, se interpolan los datos de densidades para todos los isótopos de ese material y se almacena en una matriz de orden 3. Estas acciones se realizan para todas las mallas de cálculo, de todos los elementos combustibles.
- Conociendo el material del combustible de cada celdilla de cálculo, se conoce el material del marco, por lo que se repiten los mismos pasos que en el punto anterior para éstos materiales, almacenándolos en otra zona de la misma matriz de orden 3 empleada en el punto anterior.

- Luego se toma el número de fragmentos en la dirección Z deseados para la salida a MCNP, y se llama a una subrutina que genera coeficientes por los cuales se multiplicarán los datos de densidad de la discretización inicial, para pasar a la nueva discretización espacial. Los coeficientes se almacenan en matrices de orden 2.
- También se cargan constantes que tienen en cuenta el paso geométrico desde un material homogéneo obtenido con CONDOR, de regreso a la geometría real detallada en MCNP, es decir, las placas con *meat* y los alambres de Cd.
- Con los coeficientes y las constantes obtenidas, se toman las densidades, ya interpoladas en quemado, y se generan las densidades en la nueva discretización espacial, siendo almacenadas en una matriz diferente, de orden 3.

6.2.3: Impresión de resultados

- Finalmente se escriben en un archivo de texto las densidades en la nueva discretización espacial, para cada elemento combustible, acompañadas por el *Z AID* correspondiente.
- Se introduce una nomenclatura de materiales coherente con la posterior implementación en el *input* de MCNP.

6.3: Resultados

Se prepararon todas las interfaces, pero debido a que el modelo detallado con Monte Carlo es muy costoso computacionalmente, se está realizando actualmente la etapa de validación.

Conclusiones

El trabajo se enmarca en el proyecto UBERA 6 de cambio de núcleo del Reactor RA – 6, así como el aumento de potencia del mismo reactor.

Se utilizó el código CONDOR v2.50 para la obtención de las secciones eficaces de todos los materiales del modelo, mientras que para el modelo de núcleo se utilizó el código PUMA. Se diseñó una gestión de combustible, resultando ser comparable a la estrategia nominal utilizada en el proyecto UBERA 6, y hallando óptimo un ciclo de 360 dpp con cuatro recambios de combustible, debiendo comenzar a agregar combustibles frescos luego de 350 dpp de operación. Por otra parte, la reactividad en exceso mínima sugerida para el núcleo es igual a 1200 pcm.

El quemado de extracción promedio con el ciclo propuesto es cercano a 42000 MWd/ton, mientras que el factor de pico promedio se halló igual a 2,23.

Se analizó la variabilidad de los resultados cuando se supone una variación en la velocidad de quemado del cadmio presente en los marcos de los elementos combustibles; se halló que de variar ésta en un $\pm 20\%$, se detectaría una diferencia de 200 pcm antes de los 350 dpp, siendo este último valor de reactividad la diferencia en el peso de una barra de control entre dos posiciones sucesivas en el modelado con PUMA. Una manera de mitigar el fenómeno descrito se hallaría removiendo una línea de reflectores de grafito.

Se desarrolló también un programa que permite modelar el quemado del núcleo en MCNP, a partir de los resultados obtenidos con PUMA y CONDOR; esto permitiría mejorar en el futuro los cálculos de transporte de radiación hacia las facilidades externas del RA – 6. Este procedimiento se halla actualmente en la etapa de validación.

Bibliografía

1. Albornoz, F. y Lopasso, E. Cálculos de celda con el código CONDOR 2.5 - INFORME TÉCNICO CNEA-CAB 47/003/07. San Carlos de Bariloche : CNEA, 2006.
2. Duderstadt, J. J. and Hamilton, L. J. Nuclear Reactor Analysis. Ann Harbor, Michigan : John Wiley & Sons, Inc., 1976.
3. Apuntes de física de neutrones, Instituto Balseiro, 2007
4. Gho, Carlos. Apuntes de Física de Reactores. San Carlos de Bariloche: Instituto Balseiro, 2008.
5. INFORME FINAL DE SEGURIDAD IS-06NBX-400 Rev.: 1. San Carlos de Bariloche : CNEA, 2008.
6. Lopasso, E.M., Serra, O. y Blaumann, H. Márgenes de seguridad y gestión del núcleo de operación. - INFORME TECNICO CNEA-CAB 47/036/06 Rev. 1. San Carlos de Bariloche : CNEA, 2007.
7. Lopasso, E.M., y otros. Modelo de núcleo - INFORME TÉCNICO CNEA-CAB 47/033/06 Rev. 2. San Carlos de Bariloche : CNEA, 2007.
8. Lopasso, E.M., y otros. Núcleos de transición - Informe Técnico CNEA Código: ITA 06 NBX 413. San Carlos de Bariloche : CNEA, 2007.
9. Pautas para la organización de tesis y disertaciones. San Carlos de Bariloche : Biblioteca Leo Falicov, 2009.
10. Team, X-5 Monte Carlo. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5. California : University of California, 2003.
11. Villarino, Eduardo A. CONDOR v2.5 NEUTRONIC CALCULATION CODE. San Carlos de Bariloche : INVAP Nuclear Engineering Division.

Agradecimientos

No quiero olvidar a nadie:

A mamá, a Edmundo, a todas las personas de DiFRA, al personal del CAB y a los amigos.