

***ESTUDIO DE CONFIGURACIONES DEL
NÚCLEO DE EQUILIBRIO EN EL REACTOR RA-3***

***CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE***

Alumno: LEONARDO JAVIER GALETA
Director: MARCELO MADARIAGA

Noviembre de 2017



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

RESUMEN

En los reactores para producción de radioisótopos, resulta importante diseñar el combustible y el núcleo de modo de lograr una solución de compromiso adecuada entre obtener un alto flujo para irradiación y un alto quemado de extracción. En este trabajo se exploran distintas opciones a partir del modelado de un núcleo del tipo del reactor RA-3. Esto es, fijado el EC del RA-3, se determinaron algunas configuraciones y gestiones del núcleo y se compararon los valores obtenidos de quemado y flujo neutrónico, buscando poder observar en cuáles casos se prioriza uno u otro o se consigue una solución intermedia que favorezca a ambos.

Utilizamos los códigos de celda WIMS y de núcleo CITVAP, empleados parcialmente durante la cursada de la materia de Códigos Neutrónicos de la Especialización. Incorporamos ahora las características de secciones eficaces en función del quemado y con contribución del envenenamiento por xenón, así como núcleos en geometría 3D. Modelamos también un segundo núcleo, con los elementos combustibles de control de forma diferenciada a los normales, quedando pendiente para un futuro culminar con la implementación de la inserción de barras de control (“conjunto tenedor” con placas absorbentes).

La finalidad del trabajo estuvo enfocada en acercar al tesista a las técnicas y el tipo de análisis que se llevan a cabo para el diseño y el seguimiento de la física de núcleos de reactores de investigación, los cuales resultan extrapolables a la gran mayoría de los códigos de cálculo aplicables a las diversas variantes de reactor de tipo MTR que existen en la actualidad. A su vez, algunos de los resultados obtenidos permitieron hacer una verificación y validación de nuestra línea de cálculo, comparándolos contra información provista por el grupo de Física del RA-3.

ABSTRACT

In nuclear reactors for the production of radioisotopes, it is important to design the fuel and the core in order to achieve an adequate compromise between obtaining a high flux for irradiation and a high burnup of extraction. In this work, different options are explored based on the modeling of a core of the type of the RA-3 reactor. That is, using the EC's of the RA-3, some configurations and management of the nucleus were determined and the values obtained for burnup and neutron flux were compared, seeking to observe in which cases one or the other is prioritized or an intermediate solution is achieved that favors to both.

We use the cell-code WIMS and the core-code CITVAP, partially used already during the course of Códigos Neutrónicos of the Especialización. We now incorporate the characteristics of cross sections in function of burnup and with the contribution of xenon as a neutron poison, as well as the core in 3D geometry. We also model a second core, with the control fuel elements differentiated from the normal one, remaining pending for a future to culminate with the implementation of the insertion of control rods ("fork assembly" with absorbent plates).

The purpose of this work was focused on bringing the thesis closer to the techniques and the type of analysis carried out for the design and monitoring of the nuclear physics of research reactors, which can be extrapolated to the vast majority of calculation codes applicable to the various variants of the MTR-type reactor that currently exist. In turn, some of the results obtained here allowed for verification and validation of our calculation line, comparing them against information provided by the Physics group of RA-3.

ÍNDICE

RESUMEN	3
CAP. 1 – Introducción	7
1.1 Utilización de los códigos WIMS y CITVAP	9
1.2 Quemado, gestión de EC's y núcleo de equilibrio	13
1.3 Envenenamiento por Xenón	16
CAP. 2 – Estudio conceptual de diversas gestiones de combustible	19
2.1 Modelo de núcleo de 5x5, sin ECC ni marcos explícitos	19
2.2 Gestiones de combustible ensayadas	25
2.3 Resultados	28
CAP. 3 – Verificación de la línea de cálculo	39
3.1 Núcleo de referencia del RA-3	39
3.2 Modelado del núcleo, con marcos y EC's de control	42
3.3 Resultados	46
CAP. 4 – Conclusiones	51
BIBLIOGRAFÍA	53
ANEXO – Ejemplos de inputs para WIMS y CITVAP	55

Introducción

Este trabajo ha sido planteado como una continuación y un complemento del curso de Códigos Neutrónicos de la Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible, con el objetivo de acercarse lo más posible a los análisis y el grado de detalle que se implementan para la gestión y el seguimiento de la física del núcleo en un reactor real de investigación. Como suele ser el caso para este tipo de reactores, los cálculos numéricos se desarrollan en dos pasos, que a grandes rasgos presentan las siguientes características:

- Utilización de un código de celda (WIMS en nuestro caso) para la obtención de las bibliotecas con las “MXS” (secciones eficaces macrocópicas de fisión Σ_f , $\nu \Sigma_f$, de absorción Σ_a y dispersión Σ_s , así como los coeficientes de difusión D) condensadas en cierta cantidad de grupos de energía (2 en nuestro caso: térmico y epitérmico/rápido) y homogeneizadas espacialmente, representativas de cada una de las regiones en las que se haya decidido y resulte conveniente discretizar espacialmente el núcleo en cuestión.
- Un código de núcleo (CITVAP en nuestro caso) utilizará las MXS para calcular la distribución espacial del flujo y densidad de potencia, su reactividad y demás características para el núcleo.

Como avance respecto del trabajo desarrollado durante el curso, se implementó la evolución de las MXS y de las variables del núcleo en función del *quemado* del combustible, estudiando y comparando distintas *gestiones* y períodos de recambio. A su vez, modelamos el núcleo en 3 dimensiones (3D), diferenciando los canales combustibles en cierta cantidad de “trozos” axiales (dirección vertical z) para así poder observar la evolución de la distribución axial del quemado del combustible. En todos los casos, se consideró además el aporte del *xenón* (Xe) como veneno neutrónico “embebido” en las MXS.

En primer lugar modelamos un núcleo de 5x5 con 24 combustibles de tipo MTR, una caja de irradiación (CI) central y cuatro periféricas, reflejado con grafito, de manera que resultase similar a un núcleo real del reactor RA-3 pero en una configuración más simétrica, para así facilitar la interpretación de las diversas características y posibilidades que se buscaban analizar en este trabajo, explorando en particular en forma conceptual los efectos que producen distintas gestiones de combustible sobre el núcleo de equilibrio. Para este

modelo no se consideraron marcos explícitos para los elementos combustibles (EC), ni tampoco la existencia de barras (placas) de control (se consideraron todos los EC's como *normales*). Luego implementamos una segunda configuración, ahora así fiel a un núcleo real actual del RA-3, siendo nuestra referencia el arranque del núcleo número 296 del reactor (al que nos referiremos como “N296”), modelándolo con regiones dedicadas tanto para los marcos explícitos de todos los EC's como para los canales guía de los EC's de control (aunque sin inserción de las respectivas barras).¹

A estos efectos, comenzamos revisando lo hecho en el curso e interiorizándonos sobre lo que implicaba modificarlo de modo de generar e implementar ahora las secciones eficaces del combustible en función del quemado, $MXS = f(Bu)$, utilizando WIMS para el combustible, el reflector y los materiales estructurales, tanto para el estado frío como caliente, con y sin Xe embebido en las MXS. Luego incorporamos estos resultados en un modelo de CITVAP para el núcleo de 5x5, utilizando geometría 3D para subdividir en 10 trozos axiales cada canal en la zona activa y así tener en cuenta la distribución axial del quemado. Se probó este modelo observando la evolución del quemado tras ensayar distintas alternativas de operaciones típicas para la gestión del combustible:

- 1 cadena de recambio (24 EC's):
 - a) Afuera → Adentro
 - b) Adentro → Afuera
- 2 cadenas de 12 EC's cada una:
 - a) Secuenciales
 - b) Simultáneas (2 EC's frescos por ciclo)
- 4 cadenas de 6 EC's cada una:
 - a) Secuenciales
 - b) Simultáneas (4 EC's frescos por ciclo)

Obtuvimos en cada caso el núcleo de equilibrio, imponiendo una reactividad de corte y determinando la máxima reactividad (frío y sin Xe a principio de ciclo). Los detalles del procedimiento y de todo lo referente al uso que se hizo del código WIMS y de CITVAP en este trabajo, se presentan en la Sección 1.1 de este informe, mientras que las nociones de quemado, gestiones y núcleo de equilibrio, así como la implementación de la influencia del Xe en las MXS obtenidas de WIMS, se introducen en las Secciones 1.2 y 1.3 respectivamente. Los resultados obtenidos de esta manera para el núcleo de 5x5 se describen en el Capítulo 2.

Para el núcleo de referencia 296 del RA-3, se buscó hacer un modelo más detallado de las distintas regiones, actualizando las MXS según se consideró necesario y conveniente, con

¹ Si bien la idea original era llegar a ensayar sobre esta configuración una modificación para hacer el núcleo más o menos compacto (agregando o quitando combustibles periféricos) y analizar el efecto en el quemado de extracción y en el flujo en las cajas de irradiación, esto último no se consiguió por falta de tiempo, por lo que se postergó para un futuro trabajo.

el objetivo de hacer hincapié en la obtención y el análisis de los valores de reactividad y factor de pico para distintos estados y compararlos con información provista por el grupo de Física del reactor. Caracterizamos también los flujos medios en las posiciones de irradiación para dicha configuración. Este desarrollo se detalla en el Capítulo 3. Finalmente, en el Capítulo 4 se recogen y discuten algunas conclusiones.

Ha quedado pendiente poder obtener las MXS (y su implementación en el modelo del núcleo) para las barras de control, lo cual nos hubiese permitido verificar otras condiciones de núcleo operable para las configuraciones y casos de estudio, y que por lo tanto se propone desarrollar en un futuro trabajo.

1.1 Utilización de los códigos WIMS y CITVAP

El modelado y correspondiente cálculo de reactor mediante códigos como WIMS y CITVAP comienza por la subdivisión del núcleo en cuestión en regiones (en 2 o 3 dimensiones) convenientemente elegidas (véase por ejemplo la fig. 4 en el Capítulo 2), teniendo en cuenta que cada una de ellas estarán caracterizadas por un único conjunto de secciones eficaces. Esto quiere decir que el código de núcleo (CITVAP en nuestro caso) considerará a cada una de dichas regiones como un material homogéneo, mientras que las correspondientes secciones eficaces serán obtenidas como resultado de lo que se denomina “cálculo de celda”, realizado previamente (en nuestro caso mediante el código WIMS).

WIMS (“Winfrith Improved Multigroup Scheme”) es un programa de celda que utiliza la teoría de transporte para calcular el flujo en función de la energía y la posición. Calcula los espectros para las regiones especificadas según la totalidad de grupos de energía de su biblioteca, de modo de poder obtener el flujo y tasas de reacción en cada punto, teniendo incluso en cuenta la implementación del cálculo resonante. Algunas geometrías básicas posibles son: arreglo de slabs, arreglo de varillas regular o en geometría cilíndrica, etc. Además del cálculo básico de celda, el programa también puede ser utilizado para realizar cálculos de quemado. Tanto el cálculo del espectro preliminar (muchos grupos, pocas regiones) como el cálculo de transporte principal (muchas regiones, grupos condensados) que realiza el código se llevan a cabo (en la opción que utilizamos) por medio del método de probabilidad de colisión. Este código se presenta como parte del paquete de programas MTR-PC.

Se utiliza por lo tanto el código WIMS para obtener las MXS para cada uno de los tipos de regiones en que se haya decidido discretizar el núcleo: secciones eficaces de fisión Σ_f , $\nu \Sigma_f$ (con la dependencia de ν en la energía), de absorción Σ_a y de dispersión $\Sigma_{g \rightarrow g'}$, así

como el coeficiente de difusión D . El input de datos se realiza en un archivo $XY.wii$, obteniendo como output un $XY.wio$ y un $XY.wip$ con el detalle los valores generados para las MXS de la celda XY :

$$XY.wii \xrightarrow{\text{WIMS}} XY.wio + XY.wip \quad (1)$$

con X : *Tipo de región (e.g. Combustible, Caja, Reflector...)*
 Y : *Estado (Frío, Caliente)*

Las secciones eficaces macroscópicas (MXS) que se obtienen de WIMS dependen de varios parámetros: quemado (para tener en cuenta la dependencia en el tiempo de las concentraciones de los productos físis y de fisión), densidad de potencia (para considerar concentraciones específicas de productos de fisión en equilibrio, tales como Xe-135), temperatura del combustible (variaciones de las MXS debido al efecto Doppler), temperatura/densidad del refrigerante, etc. Para el caso *Frío*, consideramos en este trabajo a todos los componentes del núcleo en cuestión a 20°C (293K). Para el caso *Caliente*, correspondiente al reactor a potencia, en las tarjetas MATERIAL del $XY.wii$ modificamos las temperaturas a 90°C (363K) para el *meat* de los elementos combustibles y a 40°C (313K) para el aluminio, el agua y el grafito, aunque modificando la densidad sólo para el agua (manteniendo para el resto las mismas que a 20°C).

WIMS obtiene un perfil de flujo $\phi_g(x_i)$ (para $g = 1, \dots, 69$ grupos de energía)² calculado a partir de plantearle un problema unidimensional de tipo *configuración de slabs* (ver por ejemplo la fig. 6 en el Capítulo 2) de ancho total e y con un mallado de puntos de cálculo $\{x_i\}$ (p^s puntos³ para cada slab s de espesor e^s , uniformemente distribuidos), y al cual el código le impone condiciones de contorno periódicas. Luego, para obtener unas Σ y un D representativos (en buena aproximación) de la región del núcleo en cuestión, resta homogeneizar espacialmente y condensar en energía, esto último implementado en nuestro caso para los siguientes dos grupos (intervalos):

- *Epitérmico/rápido*: $0.625 \text{ eV} < \text{Energía cinética del neutrón} < 10 \text{ MeV}$
- *Térmico*: $\text{Energía cinética del neutrón} < 0.625 \text{ eV}$ (2)

Para llevar esto a cabo, se encuentra incorporada dentro del paquete MTR-PC la función “Pos-proc” de WIMS, que da acceso al programa POS-WIMS, el cual permite implementar cualquier estructura de homogeneización (subconjuntos de regiones o materiales de la celda) así como cualquier estructura de condensación (subconjuntos de grupos de energía) para las

² A partir de la biblioteca de secciones eficaces y coeficientes de difusión microscópicos de WIMS a 69 grupos.

³ Especificados en la tarjeta MESH del archivo $XY.wii$.

MXS. Utiliza el flujo $\phi_g(x_i)$ calculado por WIMS a 69 grupos para la configuración de slabs y el mallado propuestos, y condensa a (en nuestro caso) los 2 grupos mencionados (*epitérmico/rápido* condensando para $1 \leq g \leq 45$, y *térmico* para $46 \leq g \leq 69$), a la vez que homogeniza para la combinación específica de slab(s) que se le indique, $\{s\}^{\text{región}}$, convenientemente elegida para simular (caracterizar) las condiciones de la región de interés del núcleo. Para las secciones eficaces de fisión y de absorción, por ejemplo, el cálculo que implementa es el siguiente:^{4,5}

$$\Sigma_{\text{rápido}}^{\text{región}} \Big|_{\text{fission abs}} = \frac{\sum_{s \in \{s\}^{\text{región}}} \sum_{g=1}^{45} \Sigma_g^s \Big|_{\text{fission abs}} \phi_g^s e^s}{\sum_{s \in \{s\}^{\text{región}}} \sum_{s=1}^{45} \phi_g^s e^s}, \quad \Sigma_{\text{térmico}}^{\text{región}} \Big|_{\text{fission abs}} = \frac{\sum_{s \in \{s\}^{\text{región}}} \sum_{g=46}^{69} \Sigma_g^s \Big|_{\text{fission abs}} \phi_g^s e^s}{\sum_{s \in \{s\}^{\text{región}}} \sum_{g=46}^{69} \phi_g^s e^s} \quad (3)$$

siendo

$$\phi_g^s \equiv \frac{1}{p^s} \sum_{x_i \in s} \phi_g(x_i), \quad g = 1, \dots, 69$$

$$\Sigma_g^s \Big|_{\text{fission abs}} = \sum_{(A,Z) \in s} N_{(A,Z)}^s \sigma_{(A,Z)g} \Big|_{\text{fission abs}} \quad (4)$$

con $N_{(A,Z)}^s$ la densidad de átomos por unidad de volumen en el slab s del isótopo de número másico A y número atómico Z , y $\sigma_{(A,Z)g}$ las secciones eficaces microscópicas. Todos los pasos de quemado se condensan y homogenizan individualmente. Estas nuevas MXS se recogen en un archivo $XY.new$, y a partir de éste y mediante el programa “HXS” se cargan en bibliotecas que se almacenan en archivos binarios de extensión “.bib” y que formarán luego parte del input de CITVAP:

$$XY.wip \xrightarrow{\text{POS-WIMS}} XY.new \xrightarrow{\text{HXS}} Y.bib \quad (5)$$

El programa HXS (“Handle Cross-Section”), también provisto en MTR-PC, resulta por lo tanto en la conexión entre el cálculo de la celda y el cálculo de núcleo.

⁴ Tener en cuenta que, pese a eventualmente utilizar aquí el superíndice “ s ” o “región”, las ϕ no son flujos integrados *espacialmente*, sino siempre *promedios* pesados de flujo, $[\phi_g] = 1/(\text{cm}^2 \cdot \text{seg})$. En cambio, el subíndice g sí corresponde a flujos escalares $\phi(E)$, $[\phi] = 1/(\text{cm}^2 \cdot \text{seg} \cdot \text{eV})$, *integrados* en (ciertos rangos de) *energía*.

⁵ El producto $\phi_g^s e^s$ se corresponde con los valores denominados *rif* en el output $XY.wio$

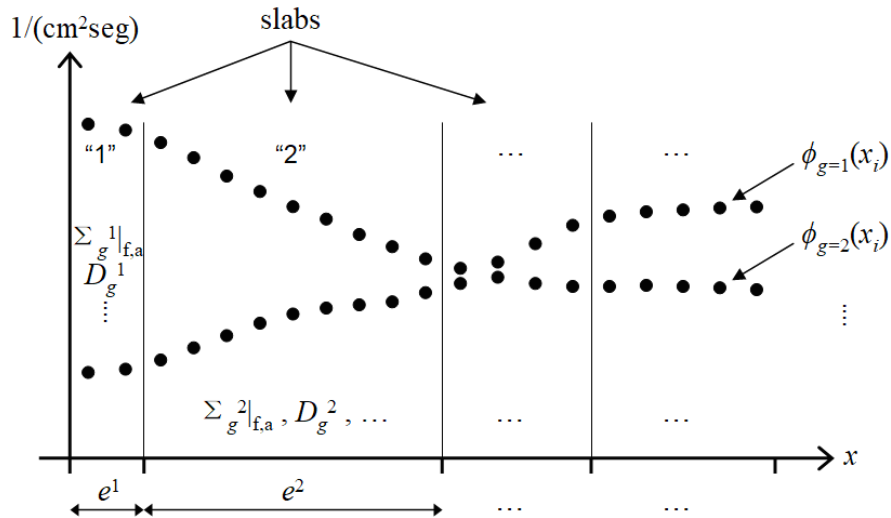


Figura 1: Cantidades involucradas en la homogeneización y condensación a partir de una configuración de slabs, mediante la utilización del flujo obtenido previamente de la resolución del modelo de celda con WIMS. Los puntos de la figura son valores meramente ilustrativos, correspondientes al flujo del grupo g para cada una de las posiciones del mallado que se haya especificado para el modelo.

Citvap

Para el cálculo del flujo neutrónico $\Phi(x_i, y_i, z_i)$ para el núcleo, el código de reactor CITVAP es quien resuelve la ecuación de transporte (en la aproximación de difusión), leyendo de la correspondiente biblioteca $Y.bib$ las MXS obtenidas a partir de WIMS para las distintas regiones. El input se implementa en un archivo de tipo $Y.cii$, donde se especifica la malla de cálculo, la distribución de regiones y la biblioteca a utilizar:

$$Y.cii + Y.bib \xrightarrow{\text{CITVAP}} Y.cio + Y.plt \quad (6)$$

CITVAP (también disponible en el paquete MTR-PC) es una nueva versión del código CITATION, desarrollado en la División de Ingeniería Nuclear de INVAP. CITATION está diseñado para resolver problemas de núcleo de reactor utilizando la representación de diferencias finitas de la teoría de difusión para neutrones, tratando hasta tres dimensiones espaciales y con dispersión entre un arbitrario número de grupo de energía. Los problemas de autovalor del flujo neutrónico los resuelve por iteración directa, para determinar el factor de multiplicación o bien las densidades de los nucleidos requeridas para la criticidad. CITVAP por su parte fue desarrollado para ampliar y mejorar el rendimiento de CITATION, preservando todas sus opciones originales. Resuelve ecuaciones de difusión multigrupo de 1, 2 o 3 dimensiones, en geometrías rectangulares o cilíndricas, y admite que

los datos nucleares puedan serle incorporados como bibliotecas de secciones eficaces microscópicas o macroscópicas (formatos CITATION o HXS).

A partir del output *Y.cio* y *Y.plt*, es posible por ejemplo visualizar gráficamente tanto el perfil del flujo como la densidad de potencia, mediante la función “Pos-proc” de CITVAP, para las secciones del núcleo que se desee, o bien exportar los datos y realizar un análisis más exhaustivo mediante otras técnicas, programas y herramientas. En particular, algunas características relevantes incorporadas en CITVAP como mejora a CITATION, y que se han utilizado para el análisis llevado a cabo en este trabajo, han sido el cálculo dependiente del quemado implementado con secciones eficaces macroscópicas y la posibilidad de simular gestiones de elementos combustibles.

1.2 Quemado, gestión de EC's y núcleo de equilibrio

El quemado de un EC es la cantidad de energía ΔE producida por fisiones, por unidad de masa m_v^0 de *heavy metal* (*metal pesado*, uranio para el caso de un combustible de tipo MTR) total (U235+U238) inicial:

$$\text{Bu} \equiv \frac{\Delta E_{\text{obtenidaporfisiones}}}{m_v^0}, \quad [\text{Bu}] = \frac{\text{MWd}}{\text{tonU}}, \quad U : 235 + 238 \quad (7)$$

Por otra parte, una magnitud muy útil asociada al quemado y que también se utiliza para combustibles MTR es el porcentaje de masa de U235 consumido:

$$\text{Bu}^* \equiv 100\% \times \frac{\Delta m_{235}^{\text{abs}}}{m_{235}^0} \quad (8)$$

El U235 consumido no es, sin embargo, una medida de la energía producida por el EC, puesto que parte dicha energía ΔE provendrá de fisiones tanto de U238 como del plutonio que se vaya produciendo (por captura del U238). La energía ΔE_{235} que se obtuviese *sólo* del U235 es

$$\Delta E_{235} = \frac{\Delta m_{235}^{\text{fission}}}{235.04 \text{ g} / N_A} \times E_{f,235}, \quad \Delta m_{235}^{\text{fission}} = \Delta m_{235}^{\text{abs}} \frac{\sigma_f}{\sigma_a} \Bigg|_{235} \quad (9)$$

con $N_A = 6.0221 \cdot 10^{23}$ y $E_{f,235} = 3.172 \cdot 10^{-11} \text{ J}$. Aproximando a sólo fisiones térmicas, $\sigma_f \approx 577.1 \text{ barn}$ y $\sigma_a \approx 678.2 \text{ barn}$. Por lo tanto, *si* la energía total producida correspondiese únicamente a fisiones de U235,

$$\frac{Bu^*}{Bu} = 1.249 \frac{g}{MWd} \times \frac{100\%}{\varepsilon} \quad (10)$$

donde utilizamos la conversión $1 MWd = 8.64 \cdot 10^{10} J$. Si bien estas dos cantidades (Bu y Bu^*) no son en realidad estrictamente proporcionales (puesto que la potencia por fisión no proviene sólo del uranio-235), para reactores de uranio de un enriquecimiento del orden del 20% ($\varepsilon = m_{235}^0 / m_U^0 \sim 0.2$) se verifica una proporcionalidad aproximada, con un factor algo menor al 1.249 obtenido en la ec. (10),

$$\varepsilon \times \frac{\frac{Bu^*}{MWd/g}}{\frac{100\%}{Bu}} \approx 1.18 \quad , \text{ para } \varepsilon \sim 0.20 \quad (11)$$

lo cual se observa por ejemplo en la fig. 2, ejemplificado para el caso de los combustibles del reactor RA-3.

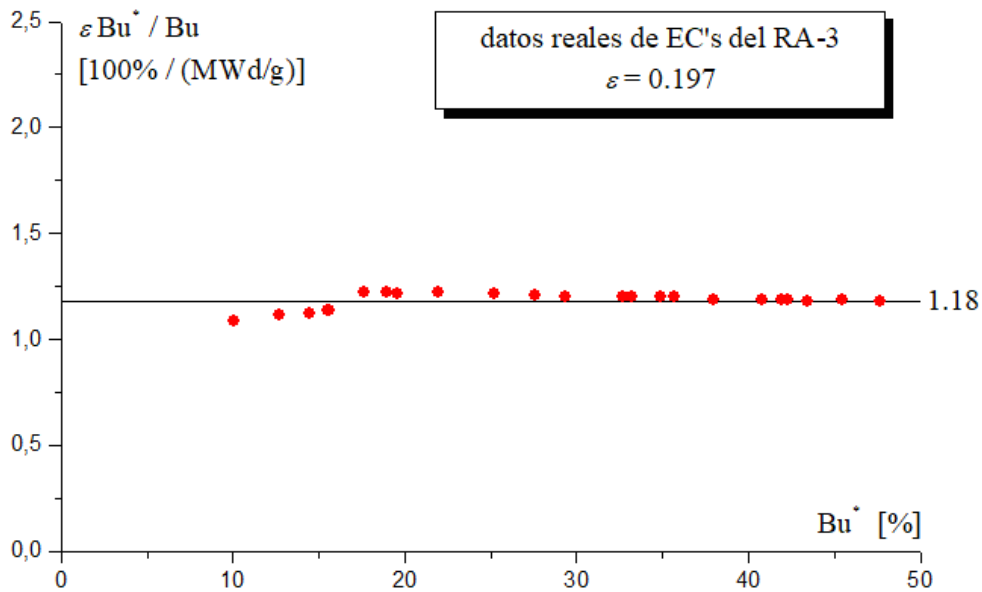


Figura. 2: Comparación entre el quemado y el consumo de uranio-235 de elementos combustibles, utilizando datos reales provistos por el grupo de Física del RA-3.

Quemando con WIMS

La obtención de MXS en función del quemado utilizando WIMS se consigue mediante la implementación de las tarjetas POWERC, la cual requiere que se le especifiquen las siguientes cantidades:

POWERC INDQ RQ RTAU INDB

RTAU y INDB determinan los pasos de evolución y cálculo:

RTAU: cada cuántos días evolucionando con quemado hace WIMS una renormalización del flujo

INDB: cuántas veces repetir el cálculo de renormalización del flujo hasta rehacer el cálculo completo de la celda

⇒ RTAU*INDB = tiempo de quemado correspondiente a cada tarjeta POWERC

El valor dado a INDQ determina las unidades de la variable “RQ”. INDQ=1 indica por ejemplo que se trata de la tasa de quemado, en unidades de MW/tonU:

$$\begin{aligned} \text{RQ} &= \text{“specific power”} = \text{potencia específica promedio del núcleo} \\ &= \text{tasa promedio de quemado} = 286.6644 = \frac{10}{0.034884} \end{aligned} \quad (12)$$

para una potencia de 10MW, y siendo 0.034884 ton la masa total de uranio del núcleo de 24 EC’s normales (de 290.7g de uranio-235 cada uno, enriquecido al 20%) que consideraremos en el Capítulo 2,

$$M_U^0 = 290.7 \text{ g} \times \frac{1}{0.20} \times 24 \times \frac{\text{ton}}{10^6 \text{ g}} = 0.034884 \text{ ton} \quad (13)$$

con $m_{235}^0(\text{ECN}) = 290.7 \text{ g}$ la masa de uranio-235 inicial de cada EC normal (ECN), y $\varepsilon = 0.20$ su enriquecimiento. Para el núcleo que abordaremos en el Capítulo 3, si bien cuenta con 25 EC’s, cuatro de ellos son de control (ECC), siendo que

$$m_{235}^0(\text{ECC}) = 214.2 \text{ g} = 0.7368 \times m_{235}^0(\text{ECN}) \quad (14)$$

por lo que la masa total M_U^0 resulta igual a la de $21 + 4 \times 0.7368 = 23.947$ EC’s normales, prácticamente la misma que para el núcleo de 24 combustibles. A este caso le correspondió entonces un *specific power* de $\text{RQ} = 287.2988$.

En todos los casos, el quemado que se obtiene mediante una dada tarjeta POWERC será

$$\text{Bu} = \text{RQ} * (\text{INDB} * \text{RTAU}) \quad , \quad [\text{Bu}] = \frac{\text{MWd}}{\text{tonU}} \quad . \quad (15)$$

Núcleo de equilibrio

Decimos que un núcleo se encuentra en equilibrio cuando opera entre dos estados fijos, BOC (“begin of cycle”) y EOC (“end of cycle”), habiéndose definido una gestión de combustible de manera tal que aplicada al estado EOC el reactor retorna a su condición BOC. Esto quiere decir que los parámetros del núcleo que lo definen (tales como el mapa de quemado de los combustibles, o la reactividad) varían de manera periódica, evolucionando entre gestiones siempre entre los mismos dos estados de *principio de ciclo* (BOC, justo después de realizada una gestión) y *fin de ciclo* (EOC, justo antes de la gestión siguiente). La evolución BOC->EOC se da al quemar operando a cierta potencia durante un período de tiempo T , mientras que se retorna luego al estado inicial BOC tras implementar la gestión correspondiente (fig. 3).

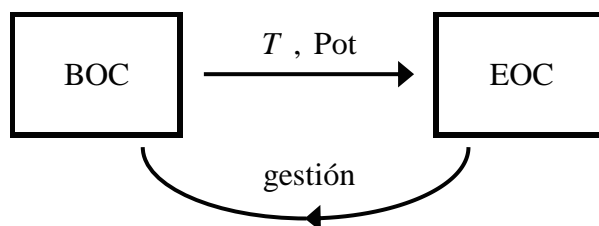


Figura 3: Comportamiento cíclico de un núcleo en equilibrio, operando entre los estados BOC y EOC. La evolución BOC->EOC se da al operar a cierta potencia durante un tiempo T , mientras que una gestión de combustible apropiada es quien retorna al reactor a su estado inicial BOC.

1.3 Envenenamiento por Xenón

La aparición y acumulación de productos de fisión es un fenómeno que ocurren en tiempos más bien largos y que se manifiestan en variaciones en la reactividad del núcleo. Estos productos son considerados “venenos neutrónicos”, puesto que en mayor o menor medida absorben neutrones. El más relevante para el diseño y funcionamiento de un reactor es el isótopo de número másico 135 del xenón (Xe-135), el cual se produce en el combustible por dos vías:

- Como producto de la fisión (5%).
- Por el decaimiento del I-235, que a su vez se produce por decaimiento (cuasi-instantáneo) del Te-135, el cual es un producto directo de la fisión.

A su vez, el Xe-135 desaparece por dos procesos: decaimiento en Cs-135 (de vida media muy larga) o bien captura neutrónica para transformarse en Xe-136 (cuya sección eficaz de

captura es despreciable). La tasa de formación de I-135 y Xe-135 están por lo tanto vinculadas por las siguientes ecuaciones:

$$\begin{aligned}\frac{dN_{Xe}}{dt} &= \gamma_{Xe} \phi \Sigma_f + \lambda_I N_I - \lambda_{Xe} N_{Xe} - N_{Xe} \phi \sigma_{Xe}^{abs} \\ \frac{dN_I}{dt} &= \gamma_I \phi \Sigma_f - \lambda_I N_I\end{aligned}\tag{16}$$

siendo

N_I :	núcleos de I-235 por unidad de volumen,
N_{Xe} :	núcleos de Xe-135 por unidad de volumen,
$\gamma_I = 0.061$:	rendimiento por fisión del I-135, ⁶
$\gamma_{Xe} = 0.003$:	rendimiento por fisión del Xe-135,
$\lambda_I = \ln 2 / (6.7 \text{ horas})$:	constante de decaimiento del I-135,
$\lambda_{Xe} = \ln 2 / (9.2 \text{ horas})$:	constante de decaimiento del Xe-135,
$\sigma_{Xe}^{abs} \sim 3 \cdot 10^6 \text{ barn}$:	sección eficaz de absorción microscópica del Xe-135,
Σ_f :	sección eficaz de fisión microscópica del combustible,
ϕ :	flujo neutrónico en el combustible.

La concentración de Xe-135 alcanza eventualmente su valor de equilibrio:

$$N_{Xe}^{eq}(\phi, \Sigma_f) = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I) \phi \Sigma_f}{\lambda_{Xe} + \phi \sigma_{Xe}^{abs}}\tag{17}$$

La manera en que WIMS implementa el efecto del Xe-135 es “embebido” en las MXS, en función del quemado Bu. Esto quiere decir que, dada la potencia específica “RQ” *promedio* del núcleo (esto es, la potencia total dividida por la masa de uranio total inicial), el código calcula el valor de flujo ϕ necesario para tener esa potencia (teniendo en cuenta el valor de la sección eficaz de fisión $\Sigma_f(\text{Bu})$). Luego, utilizando esa ϕ y Σ_f obtiene la concentración del Xe *en equilibrio* evaluando la expresión (17), y lo incluye en las MXS:

$$\begin{aligned}\text{RQ} = \frac{\text{Pot}}{M_U^0}, \Sigma_f(\text{Bu}) \quad \rightarrow \quad \text{MXS en función de Bu y para } N_{Xe} = N_{Xe}^{eq}(\phi^{eq}, \Sigma_f(\text{Bu})) \\ \text{con } \phi^{eq} \equiv \frac{\delta_U^0 \cdot \text{RQ}}{E_f \cdot \Sigma_f(\text{Bu})}\end{aligned}\tag{18}$$

⁶ Se supone que todo el Te-135 decae inmediatamente a I-135, por lo que se toma al I-135 como producto directo de fisión, sumando ambos rendimientos.

siendo la energía por fisión $E_f = 3.172 \cdot 10^{-11} \text{ J} \approx 198 \text{ MeV}$ para el uranio-235. La densidad δ_U^0 de uranio inicial para las regiones con combustible (cuyo valor en unidades de g/cm^3 se le debe ingresar a WIMS cuando éste solicite el “uranium density”) se obtiene por ejemplo para los EC’s normales considerados en el Capítulo 2 de la siguiente manera (ver las dimensiones en la fig. 5):

$$\text{“uranium density”} = \frac{\delta_U^0}{\text{g/cm}^3} = \frac{290.7/0.20}{7.7 \cdot 8.1 \cdot 61.5} = 0.37894 \quad (19)$$

siendo $m_{235}^0 = 290.7 \text{ g}$ la masa de uranio-235 de cada EC y $\varepsilon = 0.20$ su enriquecimiento.

Este método del “Xe embebido” adolece de las siguientes limitaciones:

- El RQ considerado presupone al núcleo a una potencia total Pot determinada.
- Calcula para “reactor uniforme”, es decir, la concentración del Xe en equilibrio obtenida sólo es exacta para aquel punto del núcleo donde la potencia específica sea precisamente RQ.
- No sirve para tener en cuenta transitorios de Xe.

Distinguimos cuatro tipos de regiones:

- *ECN*: Elemento combustible normal. Incluye al *meat*, el aluminio de las vainas y los marcos estructurales, y el agua liviana (refrigerante y moderador) tanto de los canales como la que separa los EC's entre sí, ver fig. 5.
- *CI*: Agua liviana en caja de irradiación central.
- *Graf*: Reflector de grafito.
- *Refl*: Agua liviana utilizada como reflector, así como para las cajas de irradiación periféricas.

Consideramos en WIMS dos configuraciones de slabs distintas. Para cada una de ellas, puesto que se trata de un modelado unidimensional, se le deben especificar al código valores de buckling radial y axial, para los cuales utilizamos los respectivos valores de buckling crítico.

La primera configuración se planteó para modelar y caracterizar la región *ECN*, correspondiente a los elementos combustibles del núcleo, considerados en este caso todos de tipo *normal*,⁷ y cuyas dimensiones y geometría nominales (reales para el RA-3) se observan en la fig. 5.

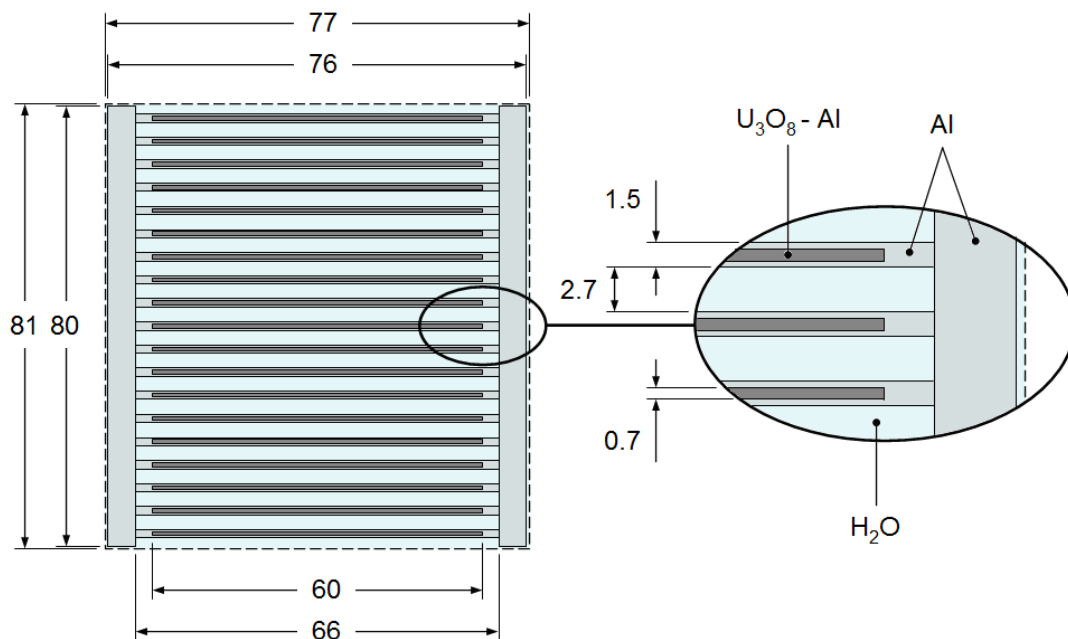


Figura 5: Geometría y dimensiones reales del corte transversal de un elemento combustible normal del reactor RA-3. Las cotas están dadas aquí en milímetros.

⁷ El calificativo “normal” hace referencia a que este elemento combustible no contiene las placas absorbentes ni las correspondientes guías que sí tienen los elementos combustibles de control del reactor. Estas guías sí se modelaron para los casos considerados en el Capítulo 3.

La correspondiente configuración de cinco slabs propuesta se observa en la fig. 6. Se optó por plantear un problema de celda con dos slabs de aluminio, uno representativo de las vainas de 6cm de ancho (el ancho del meat) y el otro para el resto del *Al* (incluyendo los marcos), así como también dos slabs para el agua, uno para los canales de 6cm de ancho y el otro para el resto del H_2O (incluyendo la que baña los marcos). El ancho de cada slab se determinó de forma tal que las áreas de cada región correspondientes a los distintos componentes respetasen la misma relación entre ellas que en el elemento real de la fig. 5, y de forma tal que para el slab del *meat* se tenga un ancho igual a la mitad de su espesor real:⁸

$$\begin{aligned} x_{slab1}^{ECN} &= \frac{0.07 \text{ cm}}{2} = 0.0350 \text{ cm} = \frac{19 \times 6 \text{ cm} \times 0.07 \text{ cm}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = \frac{A_{meat}^{fig.5}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} \\ \Rightarrow x_{slab2}^{ECN} &= \frac{A_{meat+Al(vainas)}^{fig.5}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = \frac{19 \times 6 \text{ cm} \times 0.15 \text{ cm}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = 0.075 \text{ cm} \\ x_{slab3}^{ECN} &= \frac{A_{meat+Al(vainas)+H_2O(canales)}^{fig.5}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = \frac{6 \text{ cm} \times 8,1 \text{ cm}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = 0.21316 \text{ cm} \\ x_{slab4}^{ECN} &= \frac{A_{meat+Al(todo)+H_2O(canales)}^{fig.5}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = \\ &= \frac{6 \text{ cm} \times 8,1 \text{ cm} + 19 \times (6,6 - 6) \text{ cm} \times 0.15 \text{ cm} + (7,6 - 6,6) \text{ cm} \times 8 \text{ cm}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = 0.25575 \text{ cm} \\ x_{slab5}^{ECN} &= \frac{A_{meat+Al(todo)+H_2O(todo)}^{fig.5}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = \frac{7,7 \text{ cm} \times 8,1 \text{ cm}}{19 \times 6 \text{ cm} \times 2} = 0.27355 \text{ cm} \end{aligned} \quad (20)$$

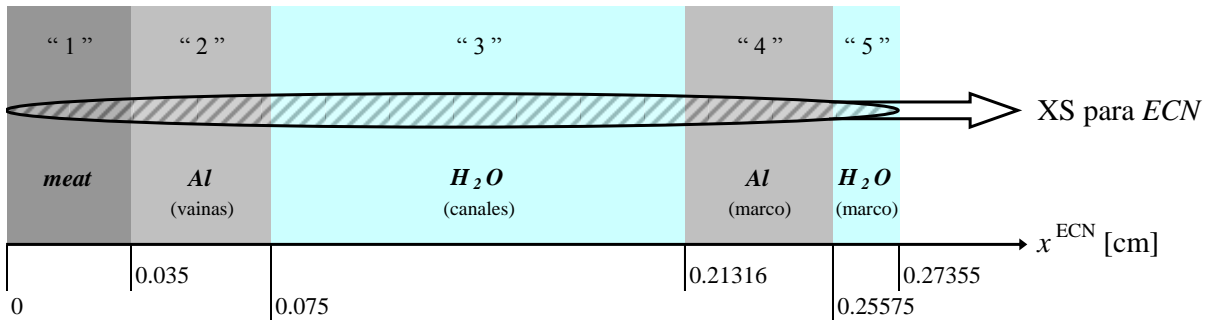


Figura 6: Configuración de slabs implementada en WIMS para modelar las MXS de la región *ECN*.

⁸ De esta manera, además de respetar las relaciones de áreas entre los distintos componentes, de los slabs 1, 2 y 3 se obtiene en cierta forma algo geoméricamente similar a la región entre la mitad de un meat y la mitad de un canal adyacente en el elemento combustible real.

De los datos de fabricación del elemento combustible, se tienen los siguientes valores para el *meat*:

$$\delta_{Al} = 2.7 \frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \quad , \quad \delta_{Comp} = 8.1 \frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \quad , \quad \delta_U^{meat} = 2.9617 \frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \quad , \quad X_U^{Comp} = 0.84772 \quad (21)$$

donde “*Comp*” refiere al compuesto de U_3O_8 , y siendo $X_U^{Comp} = m_U^{Comp} / m_{Comp}$ la fracción másica de uranio total (235+238) en dicho compuesto. A partir de éstos, obtenemos la densidad del *meat*:

$$\delta^{meat} = \delta_{Comp}^{meat} + \delta_{Al}^{meat} = \frac{\delta_U^{meat}}{X_U^{Comp}} + \left(1 - y - \frac{\delta_U^{meat}}{\delta_{Comp} X_U^{Comp}} \right) \delta_{Al} = 4.7591 \frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \quad (22)$$

con $y = V_{vacío} / V_{meat} = 0.1$ la fracción en volumen de vacío (porosidad) en el *meat* (10%). Para las fracciones másicas $X_{(A,Z)}$ de los isótopos individuales, el cálculo es el siguiente:

$$\begin{aligned} X_{(235,U)}^{meat} &= X_U^{meat} \varepsilon = 0.12446 \\ X_{(238,U)}^{meat} &= X_U^{meat} (1 - \varepsilon) = 0.49786 \\ X_{(16,O)}^{meat} &= X_{Comp}^{meat} - X_U^{meat} = 0.11179 \\ X_{(27,Al)}^{meat} &= 1 - X_{Comp}^{meat} = 0.26589 \end{aligned} \quad (23)$$

siendo $X_U^{meat} = \delta_U^{meat} / \delta_{meat} = 0.62232$, $X_{Comp}^{meat} = X_U^{meat} / X_U^{Comp} = 0.73411$, y $\varepsilon = 0.2$ el enriquecimiento correspondiente a la presencia de un 20% en masa de ^{235}U en el uranio del U_3O_8 del *meat*. Recogemos estos resultados en la tab. 1, junto con los correspondientes a las otras dos regiones de la configuración de slabs para la celda de combustible, lo cual nos permite construir las tarjetas MATERIAL del archivo XY.wii para ECN.

Para este Capítulo no se consideraron regiones de marco explícito para el modelo del núcleo, de modo que la homogeneización y condensación para obtener las MXS de la región ECN se implementó sobre los cinco slabs de la fig. 6, $\{s\}^{ECN} = \{1,2,3,4,5\}$.

slab s	<i>meat</i>				<i>Al(vainas)</i>
$\delta^s e^s$ [g/cm ²]	4.7591 × 0.035				2,7 × 0.04
(A, Z)	(235, U)	(238, U)	(16, O)	(27, Al)	(27, Al)
$X_{(A,Z)}^s$	0.12446	0.49786	0.11179	0.26589	1
$m_{(A,Z)}^{\text{molar}}$ [g]	235.04	238.05	15.999	26.982	26.982

slab s	$H_2O(\text{canales})$		$Al(\text{marco})$	$H_2O(\text{marco})$	
$\delta^s e^s$ [g/cm ²]	0.9922902 × 0.13816		2,7 × 0.04259	0.9922902 × 0.01781	
(A, Z)	(16, O)	(1, H)	(27, Al)	(16, O)	(1, H)
$X_{(A,Z)}^s$	0.88809	0.11191	1	0.88809	0.11191
$m_{(A,Z)}^{\text{molar}}$ [g]	15.999	1.008	26.982	15.999	1.008

Tabla 1: Densidades, anchos, fracciones másicas y masas molares para los distintos isótopos y los distintas slabs de la configuración para la región *ECN* (fig. 6). La densidad indicada para el agua corresponde al estado *Caliente*; para el estado *Frío* es $\delta^{H_2O} = 0.998323$ g/cm³.

A fin de obtener las MXS para el agua de las regiones *CI* y *Refl*, así como para el grafito, planteamos una segunda configuración de slabs, ahora de tipo “macrocela” (es decir, de un tamaño del orden del núcleo completo), representativa de la zona comprendida entre el centro de la caja de irradiación central y el borde externo más cercano del reactor (tal cual se indica en color rojo en la fig. 4, pero con grafito en lo que sería la región 328):

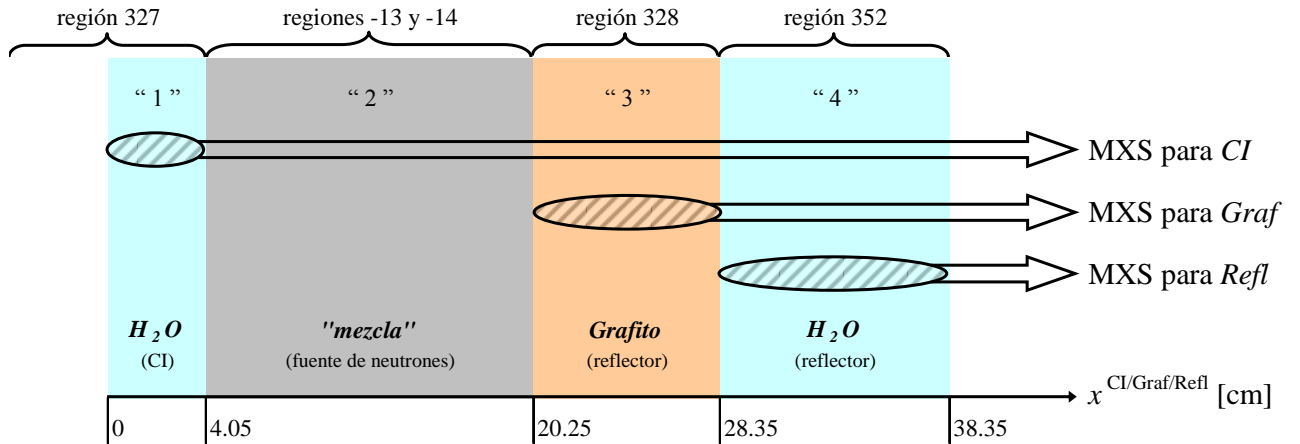


Figura 7: Configuración de slabs de tipo macrocela para la obtención de las MXS para las regiones de agua y de grafito. (Se corresponde con la zona indicada en color rojo en la fig. 4.)

En el modelo de la fig. 7, para el slab correspondiente al combustible sería lo ideal poder entregarle a WIMS los valores de secciones eficaces obtenidos previamente del modelo de la fig. 6, pero esto no es posible puesto que WIMS sólo lee las secciones eficaces de su propia librería. Por lo tanto, para la obtención de la tarjeta MATERIAL para dicho slab, que denominaremos *mezcla*, implementamos una “pre-homogeneización” (esto es, una distribución espacialmente homogénea de la cantidad total de átomos de cada isótopo presente) del elemento combustible normal,⁹ realizando el siguiente cálculo para las correspondientes densidades:

$$N_{(A,Z)}^{mezcla} = \sum_{s \in ECN} \frac{e^s}{0.27355 \text{ cm}} N_{(A,Z)}^s, \text{ con } N_{(A,Z)}^s = \frac{X_{(A,Z)}^s \delta^s}{m_{(A,Z)}^{\text{molar}} / N_{\text{Avogadro}}} \times \frac{10^{-24} \text{ cm}}{1 \text{ barn}} \quad (24)$$

siendo δ^s la densidad de masa del slab s de la fig. 6, y $X_{(A,Z)}^s$ la fracción másica del isótopo (A,Z) en dicho slab. Los mismos valores de la *mezcla* para el caso Frío se utilizaron para la generación de la biblioteca Caliente.¹⁰ Haciendo uso de los valores de la tab. 1, se obtienen los siguientes resultados:

(A,Z)	$(235,U)$	$(238,U)$	$(27,Al)$	$(16,O)$	$(1,H)$
$N_{(A,Z)}^{mezcla}$ [1/(cm ² barn)]	0.00019417	0.00076691	0.021805	0.021475	0.037827

Tabla 2: Densidades atómicas para los isótopos de la *mezcla*, correspondientes a la pre-homogeneización de la totalidad del *ECN* de la fig. 5.

Condensando sobre el slab “1” para la región de la caja de irradiación central ($\{s\}^{CI} = \{1\}$), sobre el “3” para el grafito ($\{s\}^{Graf} = \{3\}$) y sobre el “4” para la del reflector ($\{s\}^{Refl} = \{4\}$), tal como se indica en la fig. 7, obtenemos los correspondientes valores para las MXS de las regiones *CI*, *Graf* y *Refl*, respectivamente.

⁹ Las MXS así resultantes para la *mezcla* difieren de las que se obtienen de la homogeneización de la misma región, pues esta última se realiza ponderando por un flujo:

$$\Sigma_g^{mezcla} = \sum_{(A,Z)} N_{(A,Z)}^{mezcla} \sigma_{(A,Z)g}, \text{ con } N_{(A,Z)}^{mezcla} = \frac{\sum_{s \in ECN} e^s N_{(A,Z)}^s}{\sum_{s \in ECN} e^s}$$

mientras que

$$\Sigma_g^{ECN} = \sum_{(A,Z)} N_{(A,Z)eff}^{ECN} \sigma_{(A,Z)g}, \text{ con } N_{(A,Z)eff}^{ECN} \equiv \frac{\sum_{s \in ECN} \phi_g^s e^s N_{(A,Z)}^s}{\sum_{s \in ECN} \phi_g^s e^s}.$$

¹⁰ Se verían levemente modificados debido a la variación en la densidad del agua, pero esta diferencia no era relevante en este caso. Tampoco hizo falta para el caso de reactor Caliente ajustar la temperatura de la *mezcla*, la cual se mantuvo en 20°C (293K) en la correspondiente tarjeta MATERIAL.

2.2 Gestiones de combustible ensayadas

Se implementaron seis gestiones de combustible. Las dos primeras consisten en una única cadena, en la que cada combustible pasa por todas las posiciones de la grilla de 24 elementos desde que ingresa fresco hasta que es extraído del núcleo. La primera de estas gestiones, que llamaremos “Out -> In”, es de tipo *de afuera hacia adentro*: el EC fresco entra en una posición periférica (la número 1), siendo extraído de una posición colindante a la caja de irradiación central (EC número 17). El patrón que se pensó para generar la cadena consiste en que en cada gestión cada EC se mueve cinco “casilleros” en sentido horario, en una espiral desde la periferia hacia el centro del núcleo (ver fig. 8):

gestión Out -> In: (25)

fresco → 1 → 10 → 22 → 6 → 5 → 23 → 11 → 4 → 24 → 15 → 3 → 19 →
 → 20 → 2 → 14 → 21 → 9 → 12 → 18 → 8 → 16 → 13 → 7 → 17 → extracción

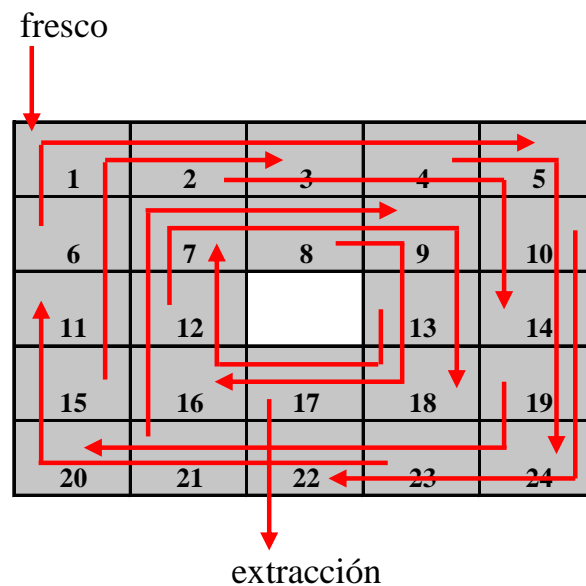


Figura 8: Gestión de combustible “Out -> In”, de cadena única, en la que el EC fresco entra en una posición periférica “1”, mientras que el EC que se extrae es el ubicado en la posición central “17”. (Se indican sólo algunos de los movimientos.)

La segunda gestión considerada, que denominaremos “In -> Out”, es de tipo *de adentro hacia afuera*: corresponde a la misma cadena que Out -> In pero invirtiendo el orden, de modo que el EC fresco entra en la posición central “17” mientras que se extrae el de la ubicación periférica “1” de la grilla:

gestión In -> Out: (26)

fresco → 17 → 7 → 13 → 16 → 8 → 18 → 12 → 9 → 21 → 14 → 2 → 20 →
 → 19 → 3 → 15 → 24 → 4 → 11 → 23 → 5 → 6 → 22 → 10 → 1 → extracción

Las siguientes dos gestiones se componen de 2 cadenas, aplicadas en un caso de manera secuencial (de manera que se ingresa/extrae 1 EC cada vez) y en el otro de forma simultánea (se ingresan/extraen 2 EC's por ciclo):

2 cadenas: (27)

fresco → 12 → 11 → 8 → 20 → 2 → 16 → 6 → 7 → 15 → 3 → 21 → 1 → extracción

fresco → 13 → 14 → 17 → 5 → 23 → 9 → 19 → 18 → 10 → 22 → 4 → 24 → extracción

Nuevamente, el algoritmo para generar estas cadenas consiste en mover en cada gestión cada EC cinco casilleros de la correspondiente cadena, en sentido horario, ver fig. 9. Ambas cadenas son en este caso del tipo *de adentro hacia fuera*, puesto que el EC fresco entra en una ubicación contigua a la CI central (posiciones “12” o “13”, según la cadena) mientras que se extrae uno de una ubicación periférica (“1” o “24”).

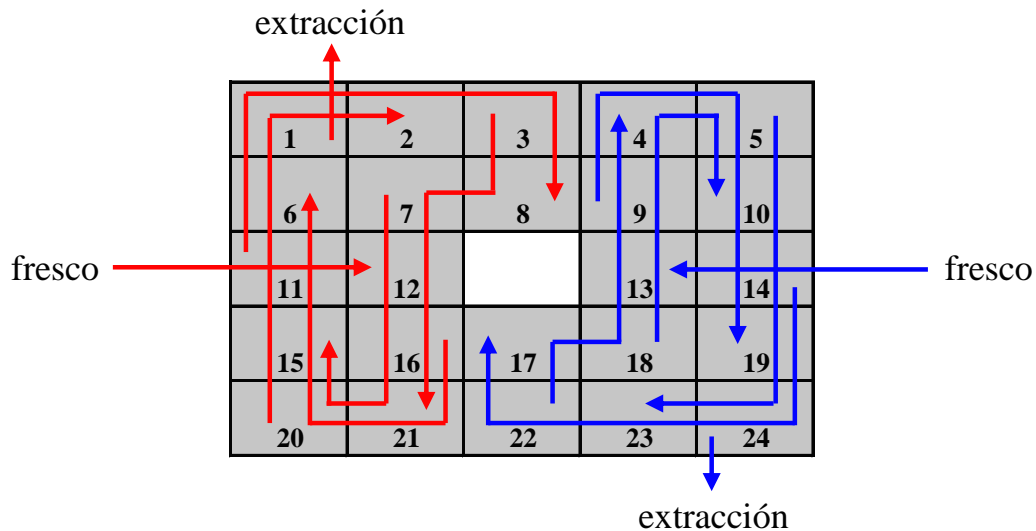


Figura 9: Gestión implementada mediante 2 cadenas, de adentro hacia fuera, secuenciales o simultáneas según el caso. (Se indican sólo algunos de los movimientos.)

Las últimas dos gestiones analizadas consisten en 4 cadenas, nuevamente aplicadas secuencialmente en un caso (en el orden de la ec. (28), ingresando/egresando 1 EC por vez), y de manera simultánea en el otro (ingresan 4 EC's frescos y se extraen otros 4 cada ciclo):

4 cadenas: (28)

- fresco → 8 → 7 → 6 → 1 → 2 → 3 → extracción
- fresco → 17 → 18 → 19 → 24 → 23 → 22 → extracción
- fresco → 13 → 9 → 4 → 5 → 10 → 14 → extracción
- fresco → 12 → 16 → 21 → 20 → 15 → 11 → extracción

Para estas cuatro cadenas, en cada gestión cada EC se mueve 5 “casilleros” en sentido antihorario (dentro de la correspondiente cadena), lo que equivale a 1 casillero en sentido horario, dando lugar a gestiones una vez más del tipo *de adentro hacia afuera* (ver fig. 10).

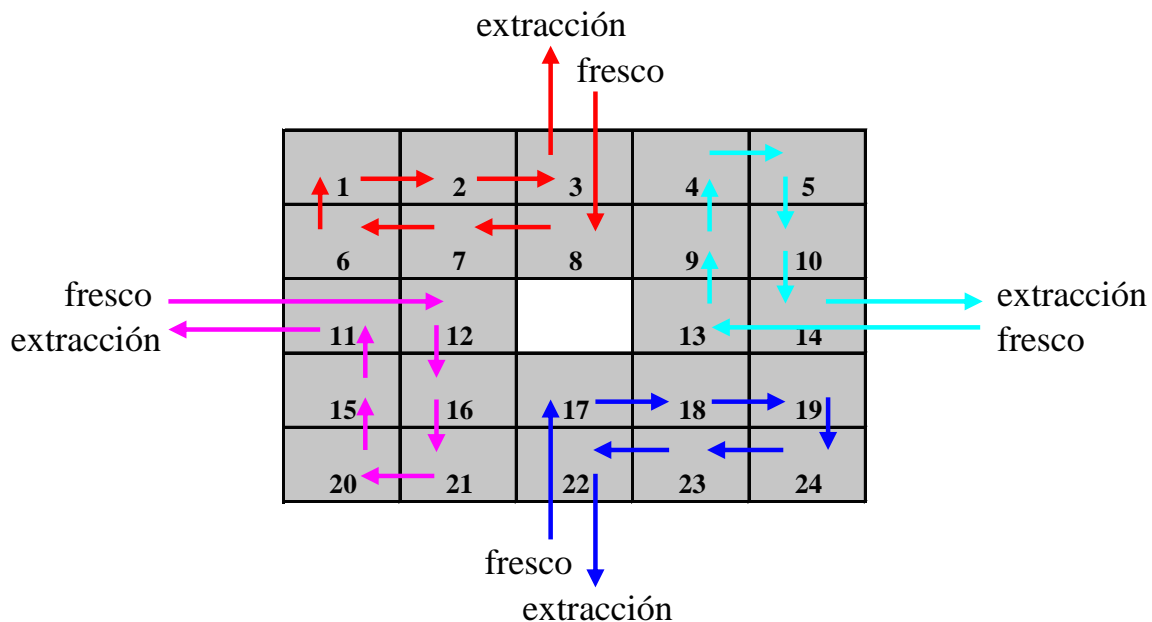


Figura 10: Gestión de 4 cadenas, de adentro hacia fuera, implementadas secuencial o simultáneamente según el caso.

De estos seis tipos de gestiones, cabe mencionar que la que más se asemeja a las que se realizan en la práctica en los reactores de investigación en general (y en el RA-3 en particular) es la de 4 cadenas secuenciales: en cada ciclo se mueven unos pocos combustibles, ingresando un único EC fresco cada vez. Una gestión de una única cadena (o de varias pero todas simultáneas) conducirá indefectiblemente a un estado de perfecto equilibrio luego de un cierto tiempo. Una situación más realista, con gestiones de tipo secuenciales y asimétricas, se apartarán de ese “equilibrio matemático” y conducirán en cambio a un estado de *pseudo-equilibrio* (retornaremos sobre este punto en la sección siguiente).

2.3 Resultados

En la fig. 11 se observa la evolución de la reactividad (con el núcleo caliente y con xenón) en función de los días de operación a plena potencia (10MW) partiendo del núcleo completamente fresco. Se ejemplifica para la gestión Out -> In, donde comparamos los resultados para distintos períodos T entre gestiones. Luego de probar diversas alternativas, adoptamos como criterio de haber llegado al núcleo de equilibrio el momento en el que los valores de la reactividad tanto inmediatamente antes como justo después de realizar cada gestión fluctuasen en menos del 5% del valor del “salto” (la diferencia) durante al menos 10 ciclos consecutivos:

$$\begin{aligned} |\rho_{\text{BOC}}(t_1) - \rho_{\text{BOC}}(t_2)| &< 0.05 \times (\rho_{\text{BOC}}(t_{\text{eq}}) - \rho_{\text{EOC}}(t_{\text{eq}})) \\ |\rho_{\text{EOC}}(t_1) - \rho_{\text{EOC}}(t_2)| &< 0.05 \times (\rho_{\text{BOC}}(t_{\text{eq}}) - \rho_{\text{EOC}}(t_{\text{eq}})) \end{aligned}, \quad \forall t_{1,2} / t_{\text{eq}} \leq t_{1,2} \leq t_{\text{eq}} + 10T \quad (29)$$

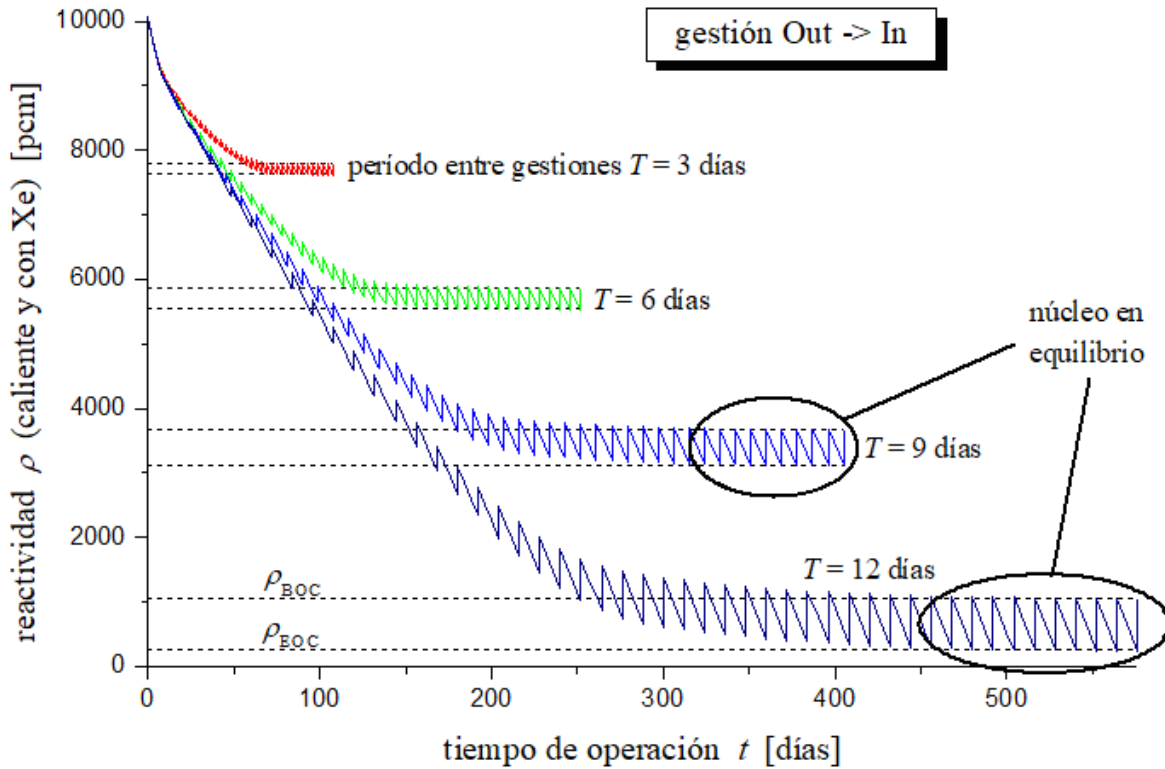


Figura 11: Evolución de la reactividad en función de los días de operación a plena potencia, partiendo del núcleo completamente fresco, ejemplificado para la gestión Out -> In y distintos períodos T entre gestiones.

En un sentido estricto, para las gestiones secuenciales el equilibrio será tal sólo en el caso de 2 cadenas, puesto que el núcleo de la fig. 4 es simétrico respecto de una rotación en 180° y por lo tanto no es posible distinguir si la gestión que se está realizando en un dado

período es la n -ésima o la “ $n+1$ ”, y en consecuencia luego de un tiempo lo suficiente largo todas las gestiones retornarán al núcleo exactamente al mismo estado. Sin embargo, distinto es el caso de 4 cadenas secuenciales, puesto que la simetría del núcleo respecto de una rotación en 90° es sólo aproximada, debido a la diferencia entre las dimensiones de 8.1 y 7.7cm del EC de la fig. 5, implementada en las dimensiones de las regiones de la fig. 4. Esta diferencia hace que en este último caso debamos referirnos en realidad a un núcleo en *pseudo-equilibrio* (o en todo caso a un comportamiento perfectamente cíclico pero de período $4T$), si bien numéricamente estas diferencias son muy sutiles.

Es importante mencionar que la evolución que se observa en la fig. 11 no es la manera en que se alcanza el núcleo de equilibrio para un reactor real. Esto no representó un inconveniente a los fines de este trabajo, puesto que lo que se pretendió fue focalizar el análisis en el núcleo una vez en equilibrio y en cómo dicho estado y sus características se veían modificados según fuese la gestión de combustible implementada.¹¹

Mientras que el valor de la reactividad para el núcleo fresco, caliente y con xenón fue de 10072 pcm, para el núcleo fresco pero frío y sin xenón se obtuvieron 13346 pcm, lo que nos permite estimar el peso en reactividad de los efectos del xenón+temperatura para este núcleo:

$$\Delta\rho_{\text{Xe+temp}} \approx \rho_{\text{frío sin Xe}}^{\text{fresco}} - \rho_{\text{caliente con Xe}}^{\text{fresco}} = (13346 - 10072) \text{ pcm} = 3274 \text{ pcm} \quad (30)$$

El perfil axial de quemado del EC a principio y fin del ciclo se ejemplifica en la fig. 12 para algunas posiciones de la grilla y para la gestión Out -> In con un período T de 6 días. Notar cómo el quemado a fin del ciclo para el EC de la posición 23 coincide con el quemado a principio de ese mismo ciclo para el EC N°11, siendo que precisamente es en la posición 11 donde el EC ahora en la ubicación 23 estará ubicado en el ciclo siguiente (ver ec. (25)); lo mismo se ejemplifica para los EC's {19,20} y {12,18}: esto es otra manifestación del hecho de que el núcleo se encuentra en equilibrio. El EC de la posición 17 es el que se retira del núcleo al final del ciclo, con un quemado máximo en su sección central de $\sim 51000 \text{ MWd/tonU}$ ($\text{Bu}^* \approx 30\%$).

¹¹ De hecho CITVAP incorpora una opción para alcanzar el núcleo de equilibrio de una manera más directa y ahorrar tiempo de cómputo, pero no fue necesario utilizarla para este trabajo, y resultó más ilustrativo hacerlo de esta otra manera.

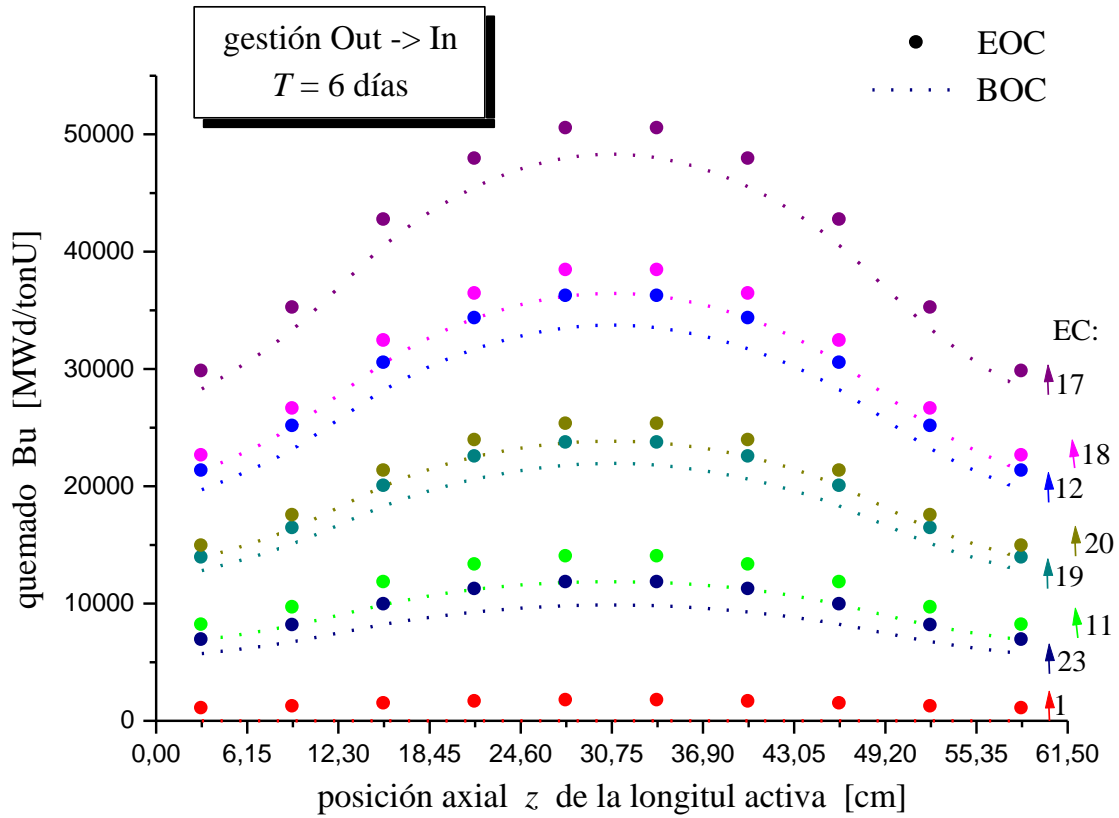


Figura 12: Perfil de quemado de algunos EC's a principio y fin de ciclo para la gestión Out -> In con un período T de 6 días. Las flechas para cada EC indican la dirección de la evolución en el tiempo: BOC \rightarrow EOC.

Los valores de ρ_{BOC} y ρ_{EOC} obtenidos para las distintas gestiones ensayadas y su dependencia respecto del período del ciclo se presentan en la fig. 13. Se ha definido como período *efectivo* T^* al tiempo T entre recambios de combustibles dividido por el número de EC's recambiados cada vez, $\#_{\text{EC's frescos por ciclo}}$, de modo de graficar en función del tiempo promedio entre recambio de un único EC y así hacer la comparación entre gestiones más directa e inmediata:

$$T^* \equiv \frac{T}{\#_{\text{EC's frescos por ciclo}}} \quad (31)$$

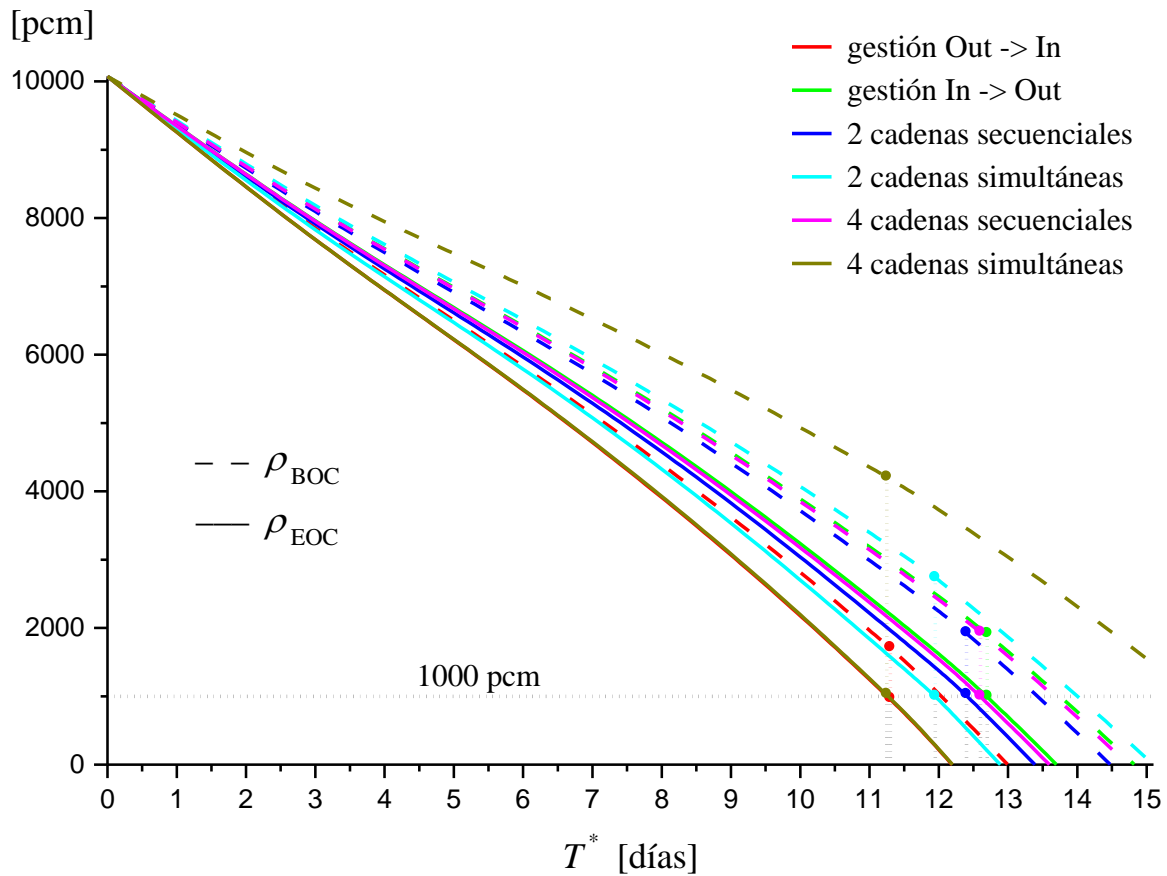


Figura 13: Valores de ρ_{BOC} y ρ_{EOC} obtenidos para el núcleo de equilibrio según las distintas gestiones ensayadas, en función del período efectivo T^* del ciclo.

Este resultado permite determinar el período T necesario para cada gestión para obtener una dada *reactividad de corte* ρ_{EOC} . En este trabajo nos propusimos obtener una reactividad de corte de 1000pcm, valor para el cual se obtienen los valores de T y las correspondientes reactividades de principio de ciclo que se indican en la fig. 13 mediante las barras verticales, valores que recogemos en la tab. 3. Notar por ejemplo cómo la evolución de ρ_{EOC} para la gestión Out -> In y para la de 4 cadenas simultáneas en la fig. 13 se superponen, son prácticamente idénticas, mientras que en cambio ρ_{BOC} es mucho mayor en el segundo caso, lo cual se entiende por el hecho de que en la gestión de 4 cadenas simultáneas se introducen 4 EC's frescos en cada recambio, mientras que sólo uno para Out -> In.

tipode gestión	T [días]	T^* [días]	ρ_{BOC} [pcm]	$\rho_{\text{BOC}}^{\text{exceso}}$ [pcm]
gestión Out -> In	11.3	11.3	1718	4992
gestión In -> Out	12.7	12.7	1925	5199
2 cadenas secuenciales	12.4	12.4	1938	5212
2 cadenas simultáneas	23.9	11.95	2742	6016
4 cadenas secuenciales	12.6	12.6	1945	5219
4 cadenas simultáneas	45.0	11.25	4216	7490

Tabla 3: Períodos efectivos y reactividades de principio de ciclo obtenidas para las diferentes gestiones para una reactividad de corte de 1000pcm. El valor de la reactividad en exceso a principio de ciclo, $\rho_{\text{BOC}}^{\text{exceso}}$ (frío sin xenón), se estimó utilizando el resultado (30).

La evolución del quemado del EC desde que ingresa fresco al núcleo hasta que se los extrae de éste sigue el comportamiento de la fig. 14, para las distintas gestiones con una misma reactividad de corte. Aquí es interesante notar la linealidad que se observa sólo para el caso Out -> In. Esto tiene su explicación en que corresponde a la única de las seis gestiones analizadas que es del tipo *de afuera hacia adentro*, lo cual quiere decir que el combustible fresco ingresa al núcleo en una zona de menor flujo, y luego a medida que su material físil se va consumiendo se lo mueve a zonas de flujo mayor, con lo cual existe una suerte de compensación entre ambos efectos que hace que la tasa de quemado del EC se mantenga aproximadamente constante durante toda su permanencia en el núcleo.

También se indican en la fig. 14 los valores de los quemados de extracción para cada caso, los cuales se recogen en la tab. 4. Se verifica que estos quemados manifiestan la misma jerarquía que se distingue en la tab. 3 para los períodos efectivos, donde se observa además que para gestiones de varias cadenas son las de tipo secuencial las que posibilitan un mayor quemado de extracción:

$$\begin{aligned}
T^*(4 \text{ cad. sim.}) &< T^*(\text{Out} \rightarrow \text{In}) < T^*(2 \text{ cad. sim.}) < \\
&< T^*(2 \text{ cad. sec.}) < T^*(4 \text{ cad. sec.}) < T^*(\text{In} \rightarrow \text{Out})
\end{aligned}
\tag{32}$$

$$\begin{aligned}
\text{Bu}_{\text{extr}}(4 \text{ cad. sim.}) &< \text{Bu}_{\text{extr}}(\text{Out} \rightarrow \text{In}) < \text{Bu}_{\text{extr}}(2 \text{ cad. sim.}) < \\
&< \text{Bu}_{\text{extr}}(2 \text{ cad. sec.}) < \text{Bu}_{\text{extr}}(4 \text{ cad. sec.}) < \text{Bu}_{\text{extr}}(\text{In} \rightarrow \text{Out})
\end{aligned}$$

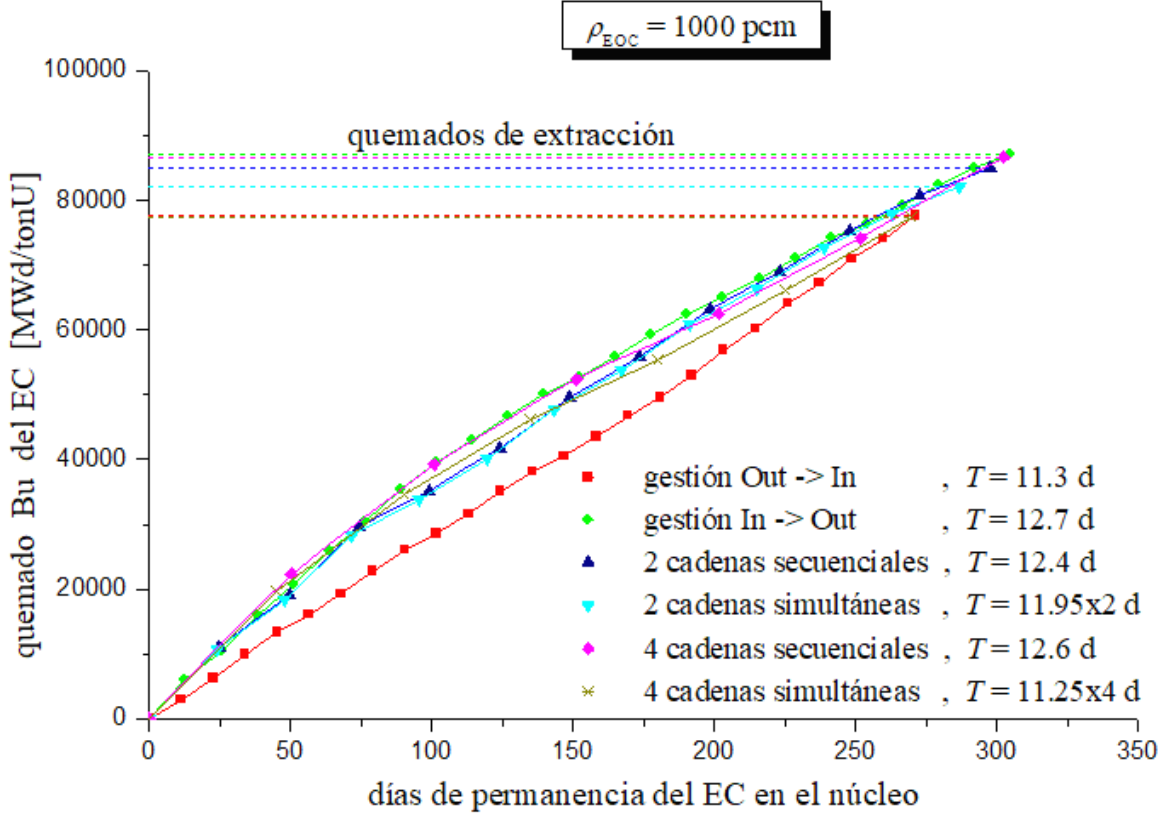


Figura 14: Evolución del quemado del EC desde que ingresa fresco al núcleo (ya en equilibrio) hasta que se los extrae, para las distintas gestiones y una misma reactividad de corte. Cada punto corresponde al momento en que el EC cambia de sitio en el núcleo.

La correspondencia (32) entre T^* y Bu_{extr} se explica por el hecho de que el tiempo de permanencia de un EC en el núcleo es proporcional al período efectivo,

$$\Delta t_{\text{permanencia de cada EC en el núcleo}} = \#_{\text{EC's del núcleo}} \times T^* = 24 \times T^* \quad (33)$$

mientras que en el equilibrio se verifica $Bu_{extracción} \propto \Delta t_{\text{permanencia de cada EC en el núcleo}}$ (lo cual se condice con lo que uno intuitivamente esperaría). Esto puede verse expresando al quemado del núcleo al comienzo del período “ $n - 1$ ” en la forma

$$Bu_{\text{núcleo}}(t = nT^+) = \frac{\Delta E(t = nT^+)}{24m_U^0} \quad (34)$$

siendo ΔE la energía extraída de todo el combustible presente en el núcleo (desde frescos), nT^+ el instante inmediatamente posterior a haber realizado la gestión en ese período, y m_U^0 la masa de uranio total inicial de un EC. El quemado del núcleo al comienzo del período siguiente (luego de la gestión correspondiente) será:

$$\text{Bu}_{\text{núcleo}}(t = (n+1)T^+) = \frac{\Delta E(t = nT^+) + \text{Pot} \cdot T - \Delta E_{\text{EC's salientes}}}{24 \times m_U^0} \quad (35)$$

consecuencia de haber quemado a la potencia Pot durante un tiempo T adicional, pero habiendo extraído luego del núcleo una cierta cantidad de EC's al que se les había extraído desde su condición de frescos una cantidad de energía $\Delta E_{\text{EC's salientes}}$ por fisiones. Si el núcleo ya se encuentra *en el equilibrio*, debe ser $\text{Bu}_{\text{núcleo}}((n+1)T^+) = \text{Bu}_{\text{núcleo}}(nT^+)$, de modo que comparando con la ec. (34) se obtiene

$$\text{en equilibrio} \Rightarrow \Delta E_{\text{EC's salientes}} = \text{Pot} \times T = \text{Pot} \times T^* \times \#_{\text{EC's salientes}} \quad (36)$$

y por lo tanto

$$\text{Bu}_{\text{extracción}} = \frac{\Delta E_{\text{EC's salientes}}}{\#_{\text{EC's salientes}} \times m_U^0} = \frac{\text{Pot} \times T^*}{m_U^0} = \frac{\text{Pot}}{24 m_U^0} \times \Delta t_{\text{permanencia de cada EC en el núcleo}} \quad (37)$$

Siendo Pot = 10 MW y $m_U^0 = \frac{290.7 \text{ g}}{0.20}$,

$$\text{Bu}_{\text{extracción}} = 10 \text{ MW} \cdot T^* \frac{0.20}{290.7 \text{ g}} \frac{10^6 \text{ g}}{\text{tonU}} = 6880 \frac{\text{MW}}{\text{tonU}} \cdot T^* \quad (38)$$

Los valores que se obtienen a partir de esta expresión se contrastan en la tab. 4 frente a los resultados de las simulaciones, donde se observa en todos los casos una discrepancia menor al 0.3%.

tipode gestión	T^* [días]	Bu_{extr} [MWd/tonU]	$\text{Bu}_{\text{extr}}^{\text{ec. (38)}}$ [MWd/tonU]	$\text{Bu}_{\text{extr}}^*$ [%]	FP
gestión Out -> In	11.3	77621	77743	45.8	1.93
gestión In -> Out	12.7	87157	87375	51.4	2.75
2 cadenas secuenciales	12.4	85100	85311	50.2	2.65
2 cadenas simultáneas	11.95	82137	82215	48.5	2.60
4 cadenas secuenciales	12.6	86602 ± 226	86687	51.1 ± 0.1	2.70
4 cadenas simultáneas	11.25	77393	77399	45.7	2.60

Tabla 4: Quemados de extracción obtenidos con cada gestión de combustible para una reactividad de corte de 1000pcm. Se los compara con la expresión teórica de la ec. (38), válida para el núcleo en equilibrio. El consumo de uranio-235 al momento de la extracción se estimó como $\text{Bu}_{\text{extr}}^* \approx 0.00059\% \times \text{Bu}_{\text{extr}} / (\text{MWd/tonU})$, según la relación de la ec. (11). Se indican también los valores obtenidos para el factor de pico (FP) en cada caso, promediados entre principio y fin de ciclo.

Vemos en la tab. 4 que el factor de pico es bastante menor para la gestión Out -> In (la cual es de tipo *de afuera hacia adentro*) que para el resto. Se debe a que, si para una dada gestión la tasa de quemado del EC permanece aproximadamente constante durante su permanencia en el núcleo ya en equilibrio (ver el resultado de la fig. 14), eso significa que la densidad de potencia en cada región del núcleo (la cual es proporcional a la tasa de quemado del EC que esté en esa ubicación) está distribuida de manera aproximadamente uniforme. Esto redundará por lo tanto en un menor factor de pico, lo cual puede resultar en una ventaja (por ejemplo) para las condiciones de refrigeración, aunque por otro lado implica entre otras cosas un menor flujo térmico en la caja de irradiación central (tal como se observará en la tab. 5).

La jerarquía de la ec. (32) se verifica para cualquier reactividad de corte, tal como puede observarse en la fig. 15, donde se manifiesta de dependencia estrictamente decreciente de $Bu_{extr}(\rho_{EOC})$ para las distintas gestiones.

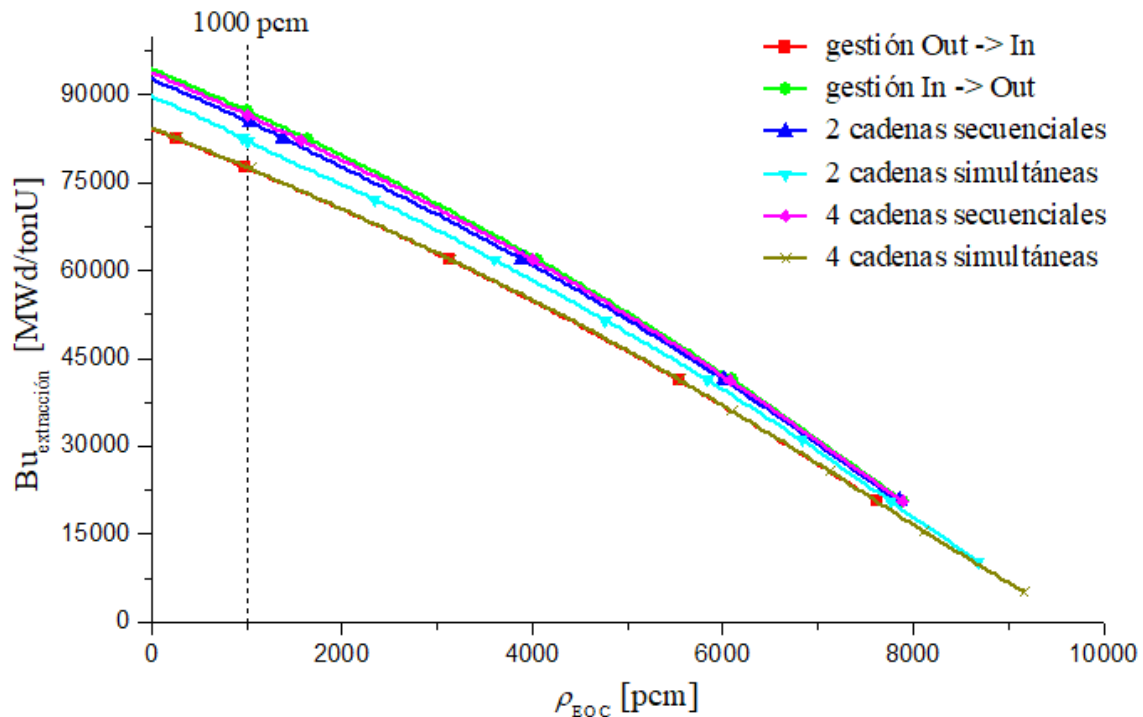


Figura 15: Quemados de extracción que se obtienen para el núcleo de equilibrio según sea la gestión implementada y la reactividad de corte considerada.

Para las posiciones de irradiación obtuvimos los (promedios espaciales de) flujos térmicos y epitérmicos/rápidos cuyos valores se presentan en las figs. 16 y 17. Se comparan estos resultados para las distintas gestiones de combustible propuestas, todas ellas para una reactividad de corte $\rho_{EOC} = 1000$ pcm. Los valores para el caso térmico se recogen a su vez en la tab. 5. Se observa por ejemplo que el flujo en la CI central para la gestión Out -> In es un $\sim 8\%$ menor que con las otras gestiones, tanto para el caso térmico como para el

epitérmico/rápido (notar la correlación entre esta diferencia y los valores de factor de pico de la tab. 4).

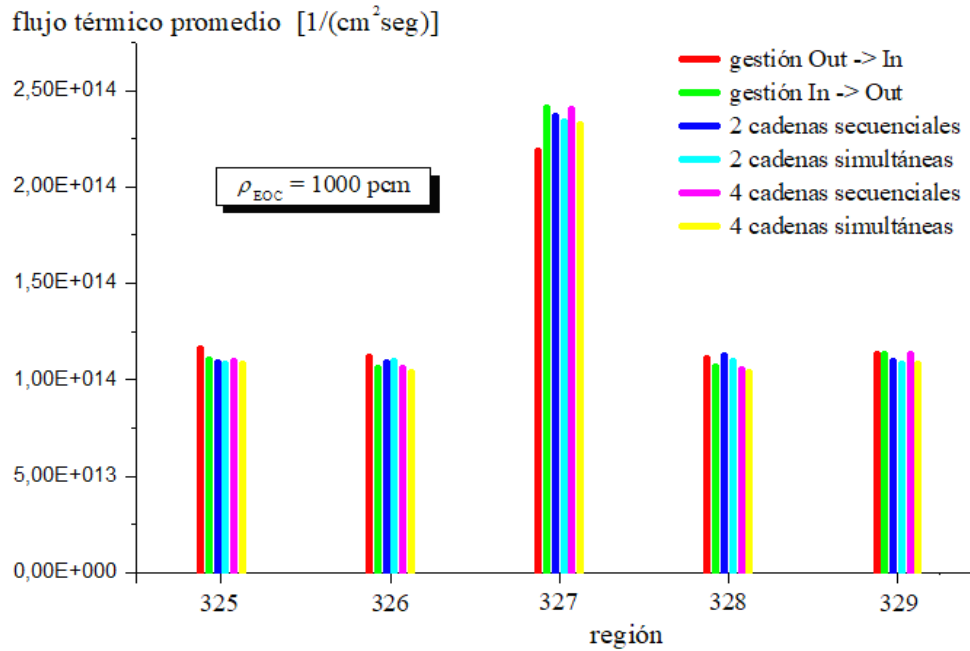


Figura 16: Flujo térmico obtenido en las posiciones de irradiación del núcleo de 5x5, en equilibrio a principio de ciclo, según la gestión de combustible implementada, para una reactividad de corte de 1000pcm.

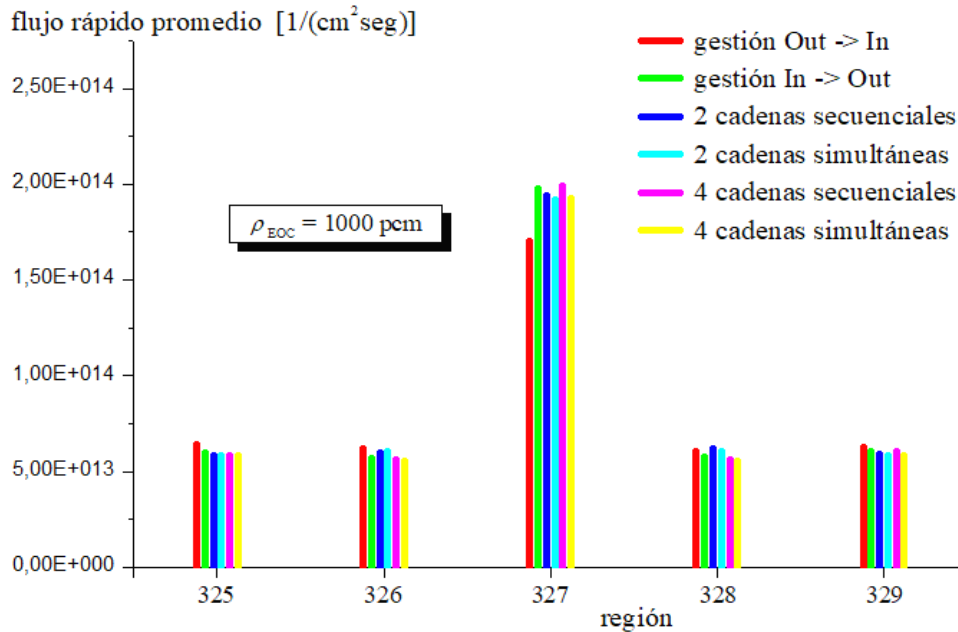


Figura 17: Flujo epitérmico/rápido obtenido en las posiciones de irradiación del núcleo de 5x5, en equilibrio a principio de ciclo, a partir de las distintas gestiones de combustible propuestas, todas ellas para una reactividad de corte de 1000pcm. La escala vertical del gráfico es la misma que para la fig. 16.

región	325	326	327	328	329
gestión Out -> In	1.160	1.118	2.185	1.109	1.129
gestión In -> Out	1.101	1.063	2.412	1.070	1.133
2 cadenas secuenciales	1.087	1.086	2.365	1.129	1.099
2 cadenas simultáneas	1.083	1.095	2.338	1.095	1.083
4 cadenas secuenciales	1.093	1.063	2.406	1.055	1.134
4 cadenas simultáneas	1.079	1.036	2.323	1.036	1.079

Tabla 5: Flujos térmicos a principio de ciclo en las posiciones de irradiación con el núcleo en equilibrio, para una reactividad de corte de 1000pcm, expresados en unidades de $10^{14}/(\text{cm}^2\text{seg})$. La región 327 corresponde a la caja de irradiación central (ver fig. 4), las otras son ubicaciones periféricas.

Los valores de flujo de la tab. 5 corresponden al espectro térmico a principio de ciclo. En cuando al flujo rápido, el cociente $\Phi_{\text{rápido}}/\Phi_{\text{térmico}}$ resultó ser ≈ 0.54 para las regiones periféricas y ~ 0.8 para la CI central. Hacia final del ciclo, todos los flujos varían en hasta un $\sim 5\%$ (1.4% en promedio) respecto de su valor de BOC, aumentando o disminuyendo según sea la gestión y la posición de irradiación considerada.

Es interesante notar la diferencia que se observa para los flujos comparando la región 325 con la 329 y la 326 con 328, para las gestiones Out -> In, In -> Out y de 2 o 4 cadenas secuenciales, a pesar de la simetría de 180° en la configuración del núcleo de la fig. 4. Esto se debe a que esta simetría no es respetada por estas gestiones. Para el caso de 2 o 4 cadenas *simultáneas*, éstas sí son simétricas ante una rotación en 180° , lo cual se ve reflejado en que los valores de flujo sí coinciden en estos casos para las regiones del núcleo diametralmente opuestas (ver por ejemplo los valores de las filas 5 y 7 de la tab. 5).

Verificación de la línea de cálculo

3.1 Núcleo de referencia del RA-3

Obtuvimos para la realización de este trabajo información acerca de la operación del reactor de investigación RA-3 de la CNEA, provista por el personal de su instalación.¹² En particular, tuvimos acceso a documentación y datos acerca del “núcleo N° 296”, cuya configuración se observa en la fig. 18, y que comenzó a operarse en el mes de junio del presente año. Este núcleo consta de 21 EC’s normales, 4 EC’s de control (más los respectivos conjuntos tenedores, cada uno de ellos con dos placas absorbentes de plata/indio/cadmio), un corona reflectora de grafito, 6 posiciones de irradiación, y agua liviana como refrigerante, reflector y moderador.

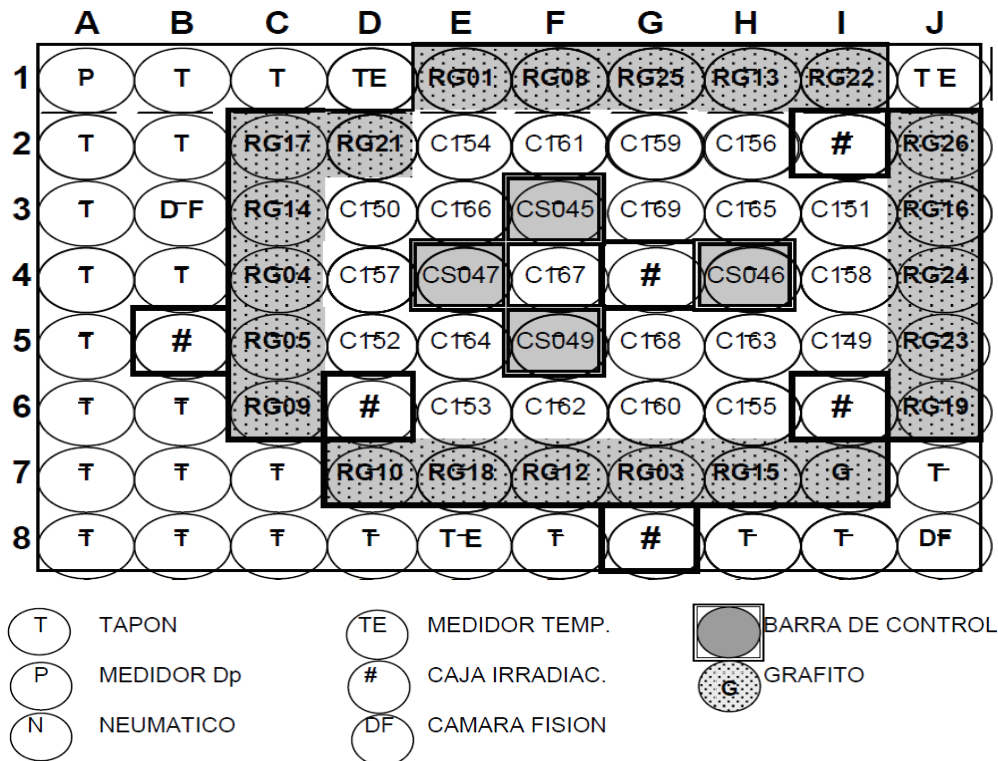


Figura 18: Configuración del núcleo N° 296 del reactor RA-3, con 25 EC’s (4 de ellos de control), corona reflectora de grafito y 6 posiciones de irradiación.

¹² Agradecemos en particular al Lic. Jorge Quintana, Jefe de Reactor, y al Lic. Andrés Torres, del grupo de Física del RA-3, por facilitarnos toda esta información.

Los valores, al momento del arranque de este núcleo, para algunos parámetros relevantes asociados a su operabilidad (tales como la reactividad en exceso y el factor de píco) se recogen en la fig. 19. Fueron obtenidos por parte del grupo de Física del RA-3 mediante la utilización de los códigos WIMS y PUMA.

INFORME DE CAMBIO DE NÚCLEO 296 FISICA RA-3 - CALCULOS PREVIOS CORRESPONDIENTES AL ARRANQUE DEL NÚCLEO 296 DEL REACTOR RA-3		Fecha: 19/06/17 Archivo: 1_ARN N296.pdf Autor: Lic. Adrián Torres
ER_{IN}: Exceso de reactividad del núcleo frío sin xenón:		6081 pcm
Archivo fuente: 0_N296 NG BEXT.txt		
Reactividad del banco de barras:		17347 pcm
Archivo fuente: 0_N296 NG BEXT.txt		
Archivo fuente: 0_N296 NG BINT.txt		
MA_{SE}: Margen de apagado con cuatro barras insertadas:		11266 pcm
Archivo fuente: 0_N296 NG BINT.txt		
Factor de pico de potencia (fptp):		2,6
Archivo fuente: 0_N296 NG B1 375PC B4 0PC.txt		
F = Reactividad de parada barras/exceso de reactividad del núcleo:		2,9

Figura 19: Valores al momento del arranque para algunos parámetros relevantes asociados a la operabilidad del núcleo 296 del RA-3.

Utilizamos también para el análisis desarrollado en este Capítulo las posiciones registradas de las barras de control para el N296, tanto al momento del arranque como al producirse luego el primer corte en la operación continua a potencia del reactor (en este caso de manera involuntaria por un evento de SCRAM). Estos datos corresponden a los valores de la fig. 20.

DATOS DEL PERIODO N° 20 PARA FISICA			
ARRAN: Día: 17/06/17 Hora: 20:00 Núcleo N° 296			
Posición de barras: BS1 (B3): 100%		BS2 (B2): 100%	
BC1 (B1): 34.4%		BC2 (B4): 0%	
SCRAM: Dia: 19/06/17 Hora: 11:00			
Posición de barras: BS1 (B3): 100%		BS2 (B2): 100%	
Antes de SCRAM			
BC1 (B1): 100%		BC2 (B4): 33.4%	

Figura 20: Posiciones de las barras de control al momento del arranque del núcleo 296 del RA-3, así como al momento de producirse un SCRAM 39 horas después.

Muy importante para este trabajo fue poder contar a su vez con los valores de quemado de cada EC para este núcleo al momento de su arranque. Estos datos se encontraban especificados para la longitud activa discretizada en ocho trozos de diferentes tamaños, a partir de los cuales obtuvimos los quemados correspondientes a los diez trozos axiales equidistantes de nuestro modelo para cada uno de los EC's, algunos de los cuales se muestran en la fig. 21. De estos datos podemos inferir que las gestiones reales en el RA-3 son de tipo *de adentro hacia afuera*: el elemento fresco entró en la posición central G3, mientras que el más quemado se encuentra en la ubicación periférica I5. (El elemento fresco tiene asignado un quemado ficticio uniforme, para simular el hecho de que este EC vino de fábrica con una cantidad de uranio inferior a la nominal.)

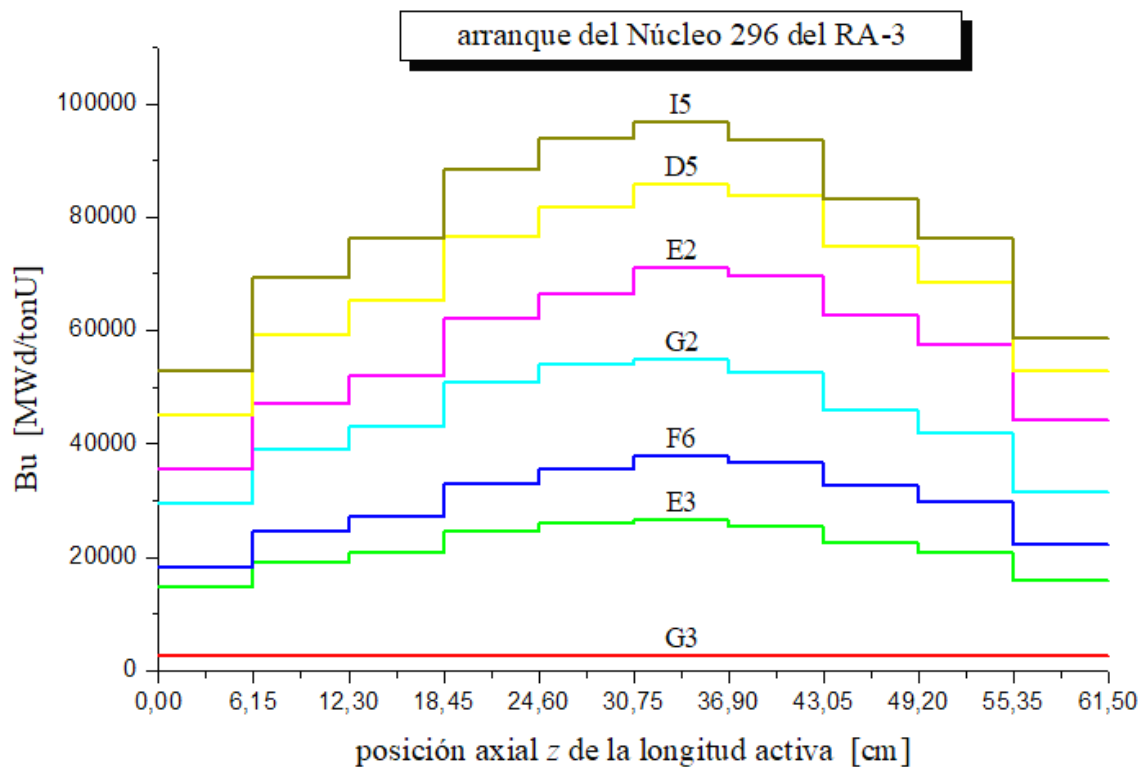


Figura 21: Quemados axiales de algunos EC's al inicio de la operación del Núcleo N°296 del reactor RA-3.

3.2 Modelado del núcleo, con marcos y EC's de control

La configuración de la fig. 18 para el núcleo 296 la modelamos implementando el mapa de regiones de la fig. 22. Distinguimos en este caso regiones para los canales guías de las placas absorbentes (presentes en los EC de control), así como para los marcos de todos los EC's, de forma diferenciada respecto de las regiones con combustible (correspondientes a las zonas con el meat, las vainas y los canales entre vainas). Las dimensiones de estas regiones para este modelo se basan en la geometría real tanto del ECN (fig. 5) como del ECC del RA-3, la cual se detalla en la fig. 23.

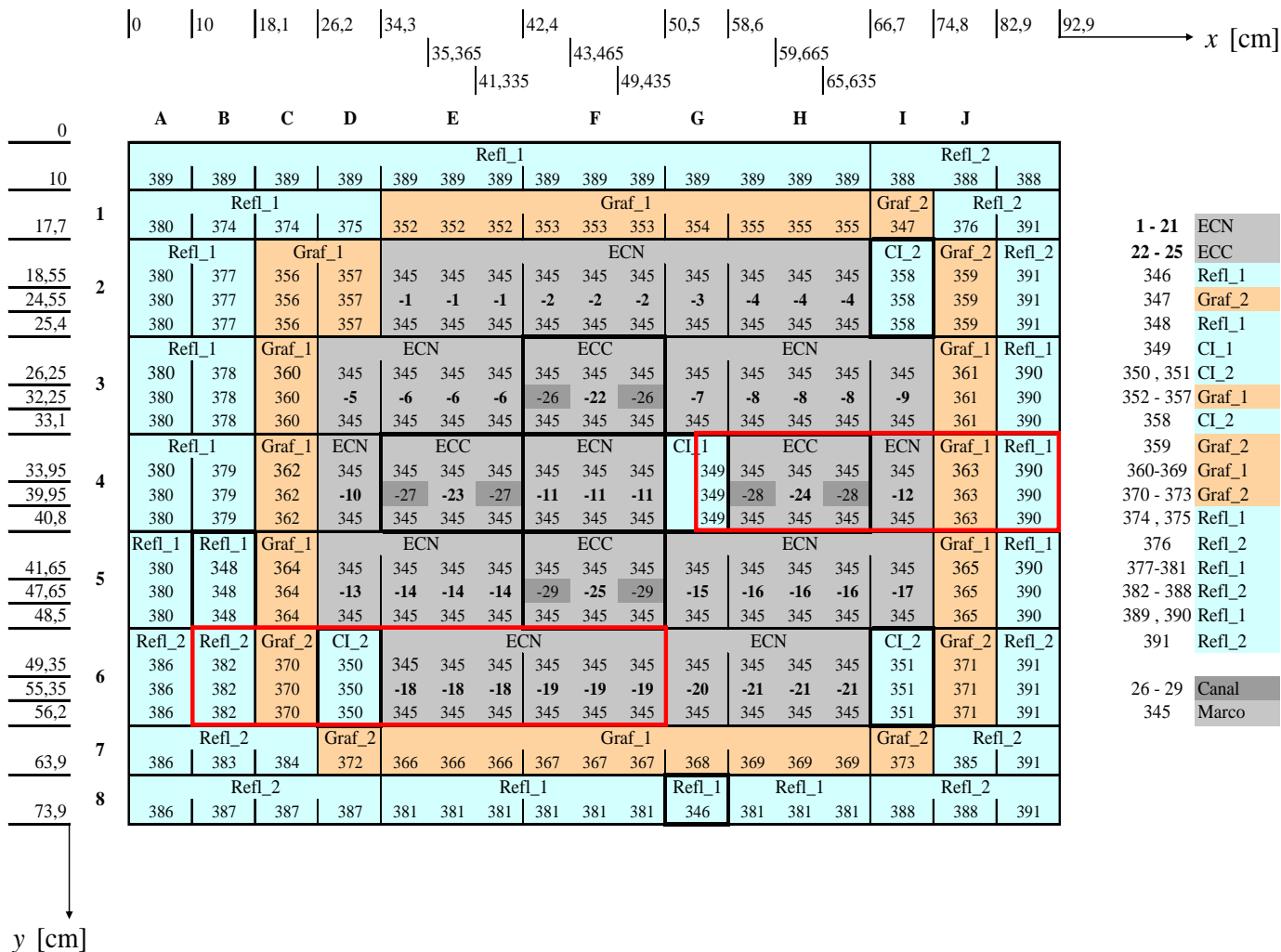


Figura 22: Regiones implementadas para el modelo del N296, respetando la configuración de la fig. 18. Se distinguen de forma diferenciada regiones para el combustible (en color gris claro), los marcos (numerados como “345”) y los canales guías de las placas absorbentes (en gris oscuro). (La subdivisión en la dirección z es como en el caso de la fig. 4.)

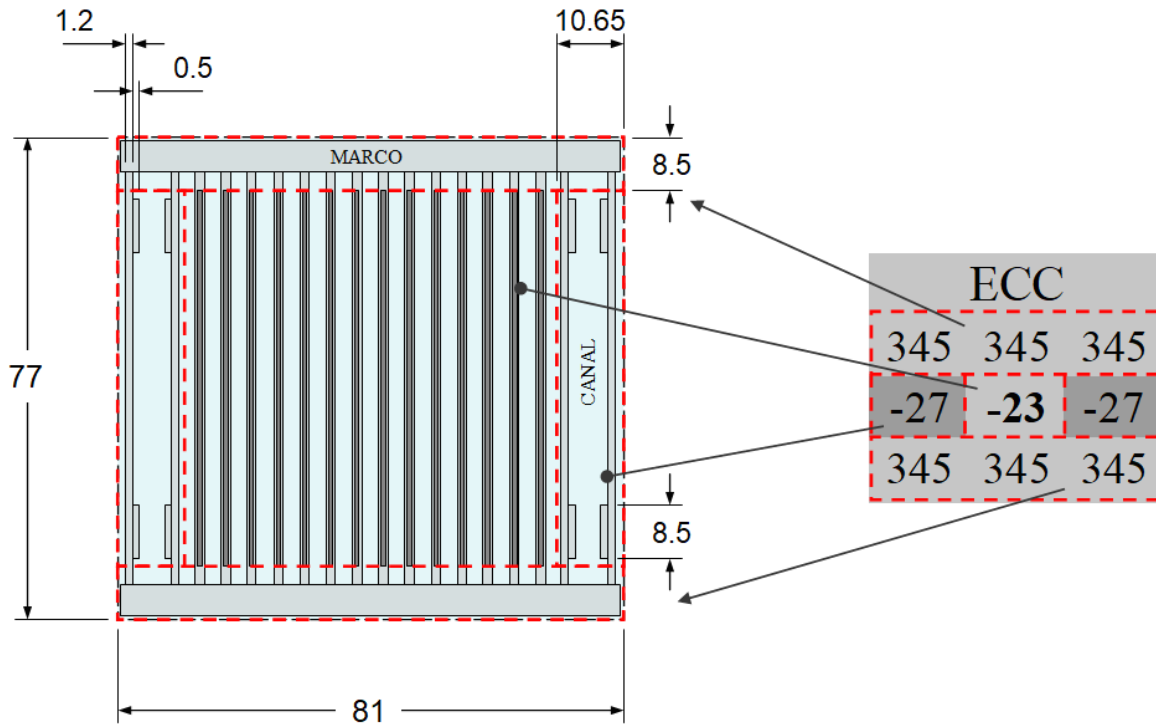


Figura 23: Geometría y dimensiones del corte transversal de un elemento de combustible *de control* del reactor RA-3. En línea de trazos se indican las regiones del *Marco* y los *Canales*, diferenciadas respecto del combustible en la implementación del modelo del núcleo de la fig. 22. Las cotas están dadas en milímetros.

Para las regiones con combustible, obtuvimos las MXS a partir del mismo problema de celda (modelo de configuración de slabs) de la fig. 6 del Capítulo 2, aunque homogeneizando y condensando sólo sobre los tres primeros slabs (*meat*+*Al*+*H₂O*), mientras que la condensación/homogeneización sobre los otros dos (*Al*+*H₂O*) se utilizó para caracterizar las MXS del *Marco* (ver fig. 24).

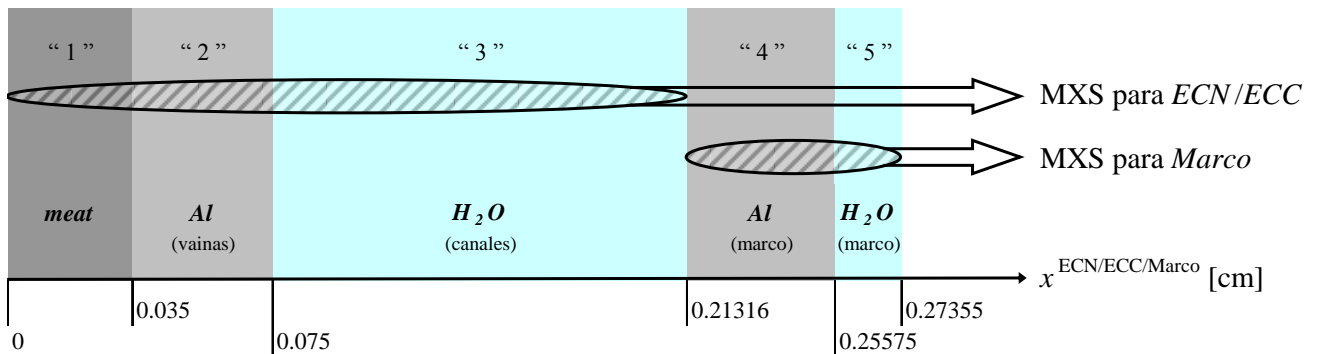


Figura 24: Modelo de celda utilizado para la obtención de las MXS correspondientes a las regiones *ECN*, *ECC* y *Marco* del núcleo de la fig. 22.

Para el resto de las regiones, decidimos que era conveniente implementar en WIMS *dos* modelos de tipo macrocelda, correspondientes a las zonas del núcleo recuadradas en color rojo en la fig. 22. La primera de estas configuraciones de slabs coincide con el caso considerado en la figura 7 del Capítulo 2, y nos permitió obtener las MXS para las regiones denominadas *CI_1*, *Graf_1* y *Refl_1*. El segundo modelo de macrocelda es el que se observa en la fig. 25, y se utilizó para la caracterización de las regiones *CI_2*, *Graf_2* y *Refl_2*.

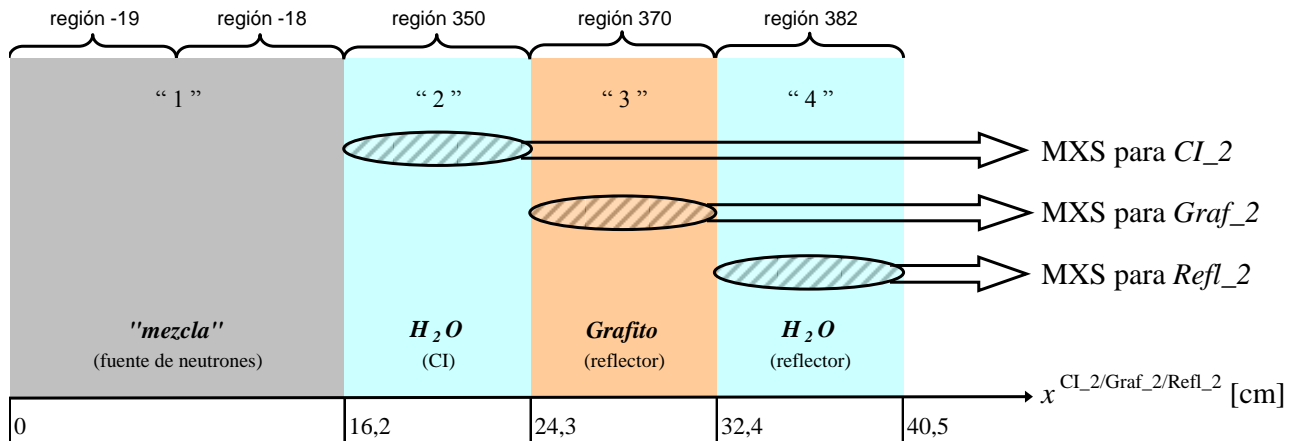


Figura 25: Modelo de macrocelda implementado para la obtención de las MXS correspondientes a las regiones *CI_2*, *Graf_2* y *Refl_2* del núcleo de la fig. 22.

Finalmente, estimamos las MXS de la región correspondiente a los canales guías de las placas absorbentes haciendo uso de la función “Mixer” del programa HXS. Obtuvimos primero las secciones eficaces “ $\text{MXS}_{\text{H}_2\text{O}}$ ” y “ MXS_{Al} ”, homogeneizando y condensando sobre las regiones 3 y 4 del modelo de la fig. 24, respectivamente. Luego calculamos las relaciones de áreas para el agua y el aluminio en la región de la fig. 23 delimitada en línea de trazos correspondiente al *Canal*, y utilizamos dicha proporción para obtener la “mezcla” de las correspondientes secciones eficaces:¹³

$$\begin{aligned}
 \text{Al} : & \quad 0.12 \text{ cm} \times 6 \text{ cm} \times 2 + 0.85 \text{ cm} \times 0.05 \text{ cm} \times 4 = 1.61 \text{ cm}^2 \\
 \text{H}_2\text{O} + \text{Al} : & \quad 1.065 \text{ cm} \times 6 \text{ cm} = 6.39 \text{ cm}^2
 \end{aligned} \tag{39}$$

$$\begin{aligned}
 \rightarrow \text{MXS}_{\text{Canal}} &= \frac{1.61 \times \text{MXS}_{\text{Al}} + (6.39 - 1.61) \times \text{MXS}_{\text{H}_2\text{O}}}{6.39} \\
 &= 0.25196 \times \text{MXS}_{\text{Al}} + 0.74804 \times \text{MXS}_{\text{H}_2\text{O}}
 \end{aligned}$$

¹³ El ancho de 1.065cm para el *Canal* se eligió de manera que la dimensión en esa dirección de la región *ECC* fuese $(8.1 - 2 \times 1.065) \text{ cm} = 5.97 \text{ cm} = 8.1 \text{ cm} \times 14/19$, y así respetase la misma relación de áreas de meat/aluminio/agua que para *ECN* (el *ECN* tiene 19 vainas, el *ECC* sólo 14). Esto nos permitió aproximar las MXS para *ECC* utilizando las mismas que para *ECN*, sin necesidad de un modelo de celda adicional.

3.3 Resultados

Si bien existe una manera de obtener con WIMS secciones eficaces en función del quemado pero sin xenón, no la utilizamos para este trabajo. En su lugar, reproducimos los casos especificados en la tab. 6, habiendo generado previamente las respectivas bibliotecas de MXS para cada uno de ellos.

	sin Xe	con Xe	
	Bu = 0	Bu = 0	quemado núcleo 296
Frío	13155 pcm	10087 pcm	
Caliente	13026 pcm	9947 pcm	2525 pcm

Tabla 6: Valores de reactividad obtenidos para los distintos casos considerados para la configuración de la fig. 22.

De la tab. 6 obtenemos que la diferencia en reactividad debida al Xe es 3068(=13155–10087) pcm para el caso frío y fresco, y de 3079(=13026–9947) pcm para caliente y fresco. A su vez, la variación en reactividad por temperatura sin Xe es de¹⁴

$$\Delta\rho_{\text{temp}}^{\text{fresco sin Xe}} = (13155 - 13026) \text{ pcm} = 129 \text{ pcm} \quad . \quad (40)$$

A partir de estos valores, podemos estimar la reactividad en exceso (correspondiente al núcleo frío y sin xenon, con el quemado inicial del N296) como la suma de estos 3068pcm con los 2685pcm del caso Caliente con Xe más los 129pcm por temperatura:

$$\rho_{\text{exceso}}^{\text{N296}} \approx \rho_{\text{caliente con Xe}}^{\text{N296}} + \Delta\rho_{\text{temp}}^{\text{fresco sin Xe}} + \Delta\rho_{\text{Xe}}^{\text{frío y fresco}} = (2525 + 129 + 3068) \text{ pcm} = 5722 \text{ pcm} \quad (41)$$

Este valor difiere en un 6% de los 6081 pcm reportados por el grupo de Física del RA-3 (obtenidos mediante los códigos WIMS+PUMA), ver fig. 19.

El valor de 2525pcm obtenido para el caso caliente y con xenón corresponde a la reactividad a principio de ciclo, $\rho_{\text{BOC}}^{\text{N296}}$, aunque debemos recordar que se encuentra evaluada aquí con el xenón en equilibrio. En la práctica, existe un transitorio de xenón a comienzo del ciclo, alcanzando su valor de equilibrio a las 40-50 horas de estar operando a potencia, por lo cual estos 2525 pcm corresponderían recién al estado del núcleo luego de ese tiempo (para una potencia de 10MW). En efecto, vemos en la fig. 20 que durante la operación real del reactor para el núcleo 296 se comenzó (núcleo frío y sin xenón) con una de las cuatro

¹⁴ Recordar que para nuestro modelado la temperatura del agua refrigerante se consideró en 20°C para el caso *frío* y de 40°C para el *caliente*.

barras (B4) completamente insertada en el núcleo y otra (B1) en un 34.4% de extracción (las otras dos al 100%), lo cual corresponde a una inserción de reactividad negativa de $\approx (3700 + 2900) \text{ pcm}^{15}$ (un poco menos de hecho, debido al efecto de interacción entre las barras), compensando de esta manera los $\approx 5722 \text{ pcm}$ de la reactividad en exceso. Recién a las 39 horas de operación, la configuración crítica se conseguía compensando ahora sí un valor cercano a los $\rho_{\text{BOC}}^{\text{N}296} = 2525 \text{ pcm}$ de reactividad que obtuvimos para el núcleo caliente *con xenón en equilibrio*,¹⁶ con la inserción de $\approx 2400 \text{ pcm}$ de reactividad negativa mediante una única barra (la B4) en un 33.4% de extracción (las otras tres extraídas completamente).

En cuanto al factor de pico, obtuvimos un valor de 3.02 (para el núcleo quemado y con Xe), un 16% superior al valor de 2.6 reportado por el grupo de Física del RA-3. Esta diferencia es probable que tenga que ver con el hecho de que en nuestro cálculo no está modelada la inserción de las barras de control en el núcleo, siendo que el factor de pico es un parámetro que debe evaluarse para una configuración crítica típica de operación del reactor.¹⁷ También hay que tener en cuenta que, en la obtención del FP mediante este tipo de códigos, utilizar distintos mallados de cálculo puede llegar a repercutir sensiblemente en el resultado obtenido.

Para las posiciones de irradiación se obtuvieron para el núcleo 296 a principio de ciclo, caliente y con xenón, los valores de la tab. 7. Los perfiles de flujos térmico y epitérmico/rápido para distintas secciones del núcleo se presentan en las figs. 26 y 27.

región	346	348	349	350	351	358
flujo rápido	1.548	1.293	17.598	6.670	5.000	6.026
flujo térmico	4.377	4.047	22.019	10.062	9.057	9.035

Tabla 7: Flujos medios en las posiciones de irradiación, para el núcleo caliente y con xenón, expresados en unidades de $10^{13}/(\text{cm}^2\text{seg})$. La región 349 corresponde a la caja de irradiación central, mientras que las 350, 351 y 358 son las periféricas pero que se encuentran por dentro de la corona reflectora de grafito.

¹⁵ Datos obtenidos de las curvas de calibración de las barras. El peso de total de las barras de control consideradas es de $\approx 4.8\% = 3744 \text{ pcm}$ para B4 y $\approx 5.8\% = 4524 \text{ pcm}$ para B1. Agradecemos a Ariel Bellino por estos datos.

¹⁶ Despreciando en este análisis el efecto de la modificación en el quemado del núcleo durante esas 39 horas, así como el hecho de que los valores contra los que estamos comparando corresponden a una potencia de operación de 8.9MW.

¹⁷ Aunque tampoco es posible anticipar si las barras bajarían el FP: aún insertándose cerca del centro del núcleo, si bien se esperararía que aplanen la distribución radial del flujo, no así en la dirección axial.

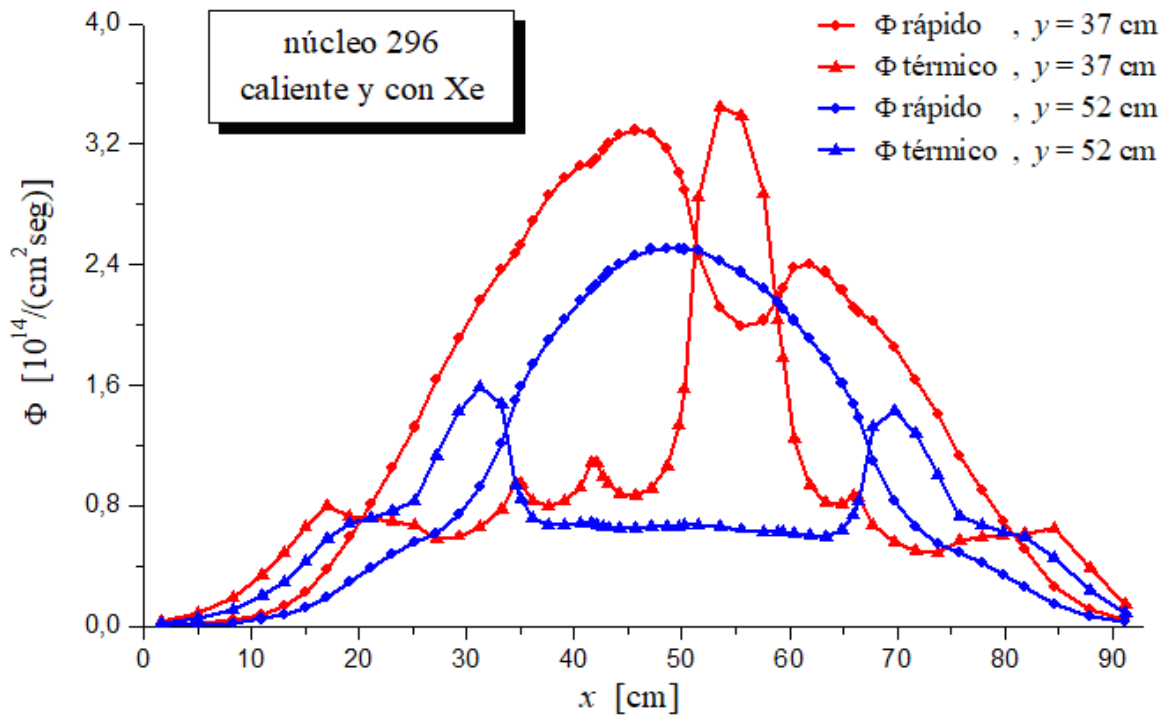


Figura 26: Flujos térmico y epitérmico/rápido en la dirección x para dos valores de la coordenada y (según el sistema de coordenadas de la fig. 22), a mitad de altura de la longitud activa de los EC's.

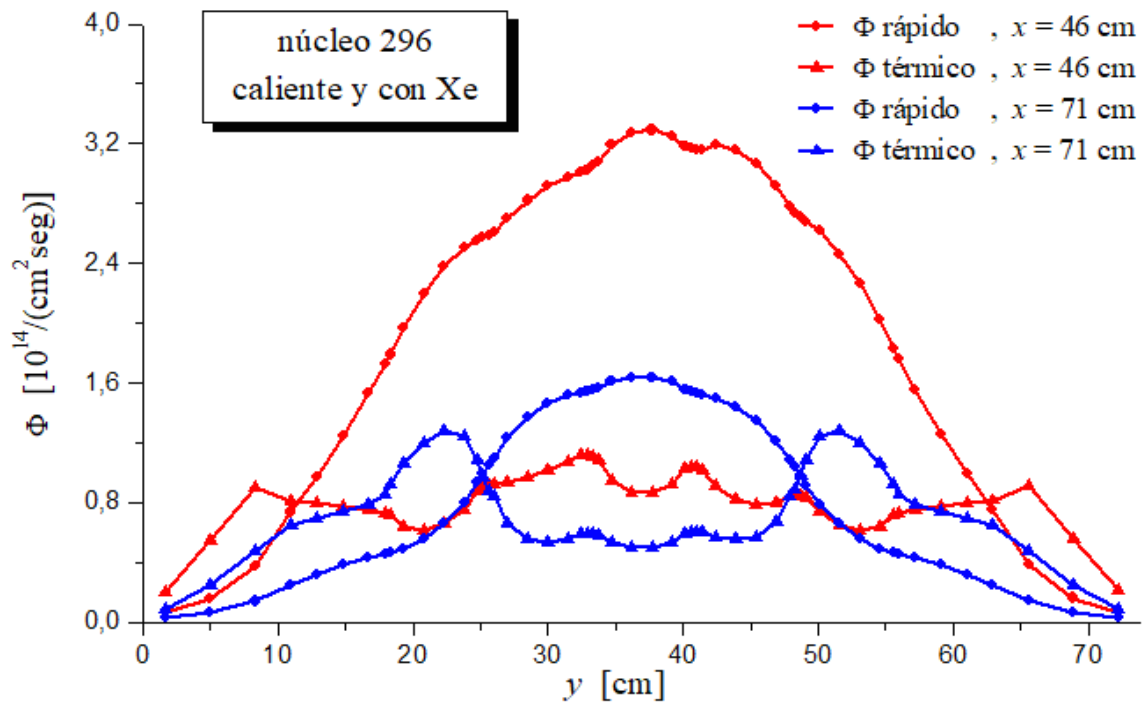


Figura 27: Flujos térmico y epitérmico/rápido en la dirección y para dos valores de la coordenada x (según el sistema de coordenadas de la fig. 22), a mitad de altura de la longitud activa de los EC's.

Finalmente, en la fig. 28 se caracteriza mediante la técnica de curvas de nivel el flujo térmico a mitad de altura del núcleo. Así mismo, en la fig. 29 se observan las curvas de nivel correspondientes a la densidad de potencia, también para un corte del reactor a mitad de altura de la longitud activa de los EC's. Se observa cómo el máximo flujo térmico se obtiene en la caja de irradiación central, y que la máxima densidad de potencia se manifiesta precisamente en los combustibles que rodean a dicha caja. Se distinguen a su vez claramente en la fig. 29 las regiones de los canales guías de los EC's de control, así como de los marcos, diferenciadas del resto del combustible en nuestro modelado, y que por lo tanto son regiones de secciones eficaz de fisión nula.

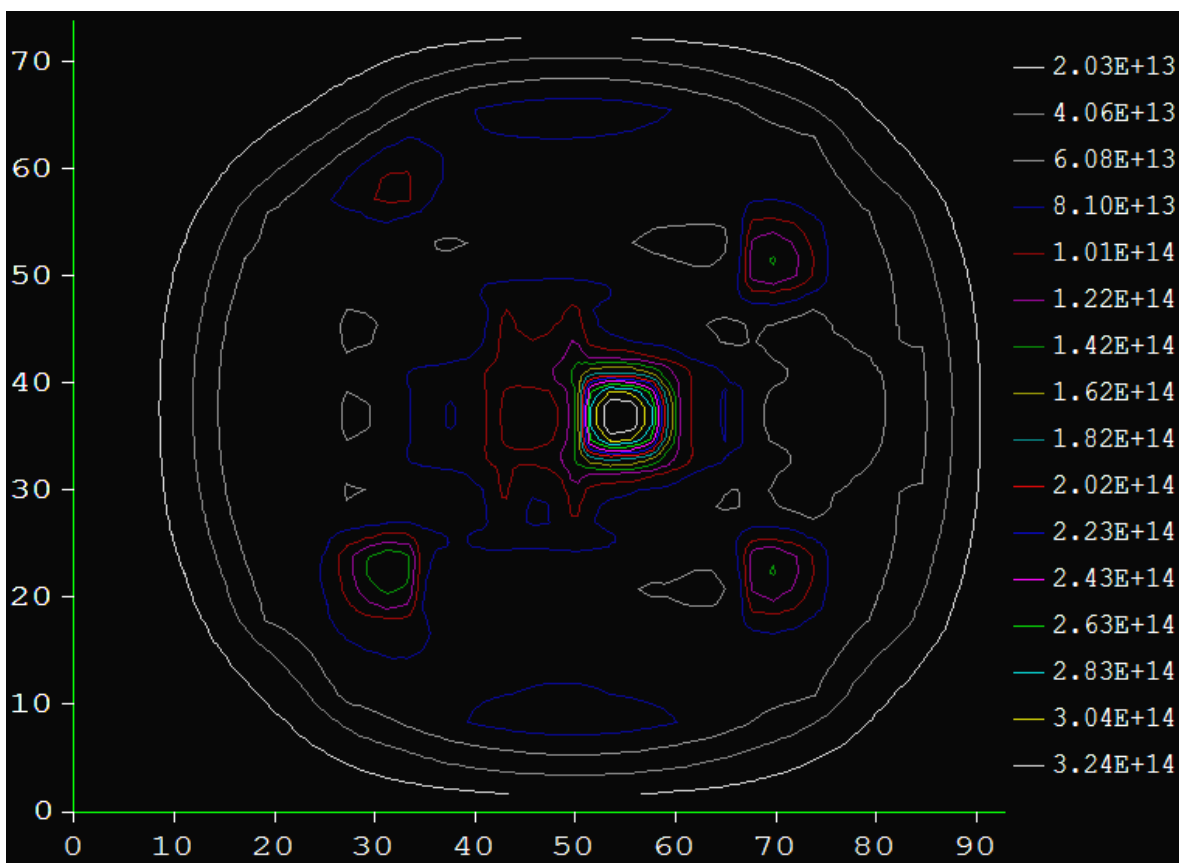


Figura 28: Curvas de nivel del flujo térmico a mitad de altura del núcleo. La escalas horizontal y vertical corresponden a las coordenadas x e y respectivamente, y se encuentran en centímetros. Los valores de flujo están expresados en $1/(\text{cm}^2\text{seg})$.

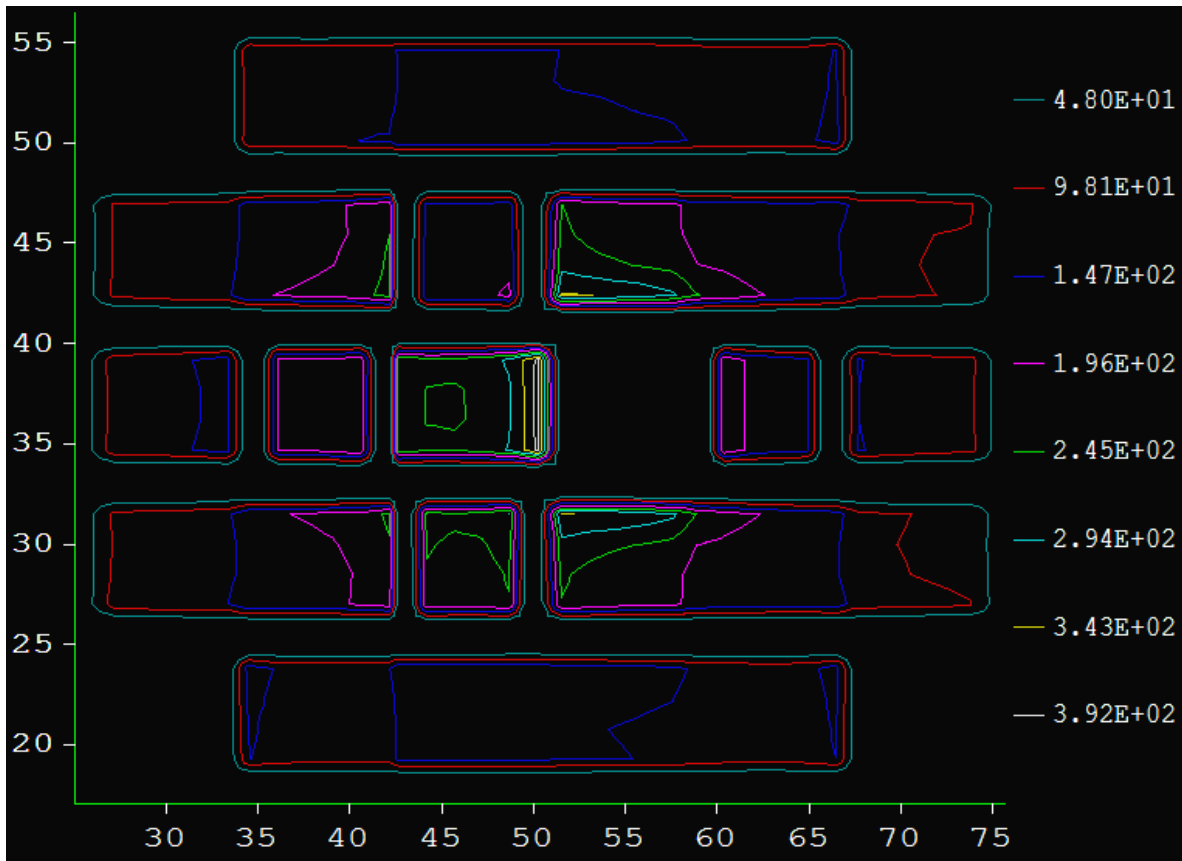


Figura 29: Curvas de nivel correspondientes a la densidad de potencia, para un corte del reactor a mitad de altura de la longitud activa de los EC's. La escalas horizontal y vertical corresponden a las coordenadas x e y respectivamente, y se encuentran en centímetros. Los valores de densidad de potencia están expresados en W/cm^3 .

Conclusiones

En este trabajo se han modelado y calculado los respectivos parámetros neutrónicos para dos núcleos del estilo del reactor nuclear de investigación RA-3, mediante la utilización de los códigos WIMS y CITVAP, explorando distintos casos para cada uno de ellos. El primero de dichos núcleos, con 24 EC's en una configuración de 5x5, similar a un núcleo típico del RA-3 pero con un mayor grado de simetría, nos permitió hacer un análisis exhaustivo de la evolución del quemado y el efecto de la implementación de diversas gestiones de combustible (de una o varias cadenas, secuenciales o simultáneas). Obtuvimos con WIMS las MXS en función del quemado y (en el caso del combustible) con xenón (en equilibrio) mediante un modelo de celda para la región del combustible y uno de (macro)celda para las cajas de irradiación y el reflector de grafito y de agua, sin EC's de control ni regiones del núcleo dedicadas explícitamente a los marcos. Para el modelo en CITVAP, la geometría 3D se aprovechó para subdividir la longitud activa de los combustibles en 10 trozos de igual tamaño, y así poder inspeccionar el perfil axial del quemado.

Si bien la manera en la que se simuló la obtención del núcleo de equilibrio no se corresponde con lo que se estila en la operación real, fue el núcleo ya en equilibrio el objeto de análisis para este trabajo. La comparación entre gestiones de combustible se realizó imponiendo una misma reactividad de corte de 1000pcm común para todas, y evaluando en consecuencia la reactividad obtenida a principio de ciclo, el quemado de extracción, la evolución del quemado del EC durante su permanencia en el núcleo, los niveles de flujo neutrónico en las posiciones de irradiación, etc. En la tab. 8 se observa la comparativa entre los parámetros más relevantes asociados a estos resultados, recogidos de las tabs. 3, 4 y 5.

Con el segundo de los núcleos considerados, pretendimos modelar de una manera mucho más fiel un núcleo real y actual del reactor RA-3, tanto en cuanto a su configuración como por el hecho de implementar ahora regiones diferenciadas tanto para los canales guías de las barras de control como para los marcos de todos los elementos combustibles. El núcleo elegido fue el número 296, cuyo arranque data de junio de 2017. Entre la información con la que contábamos, resultó indispensable poder imponerle al modelo un mapa inicial de quemado axial para cada EC que fuese el mismo con el que el grupo de Física del reactor obtuvo los parámetros del núcleo contra los cuales contrastar nuestros resultados. En cuanto a la obtención de las MXS, consideramos conveniente la implementación de un modelo de

celda para los EC's (aunque en esta ocasión condensando y homogeneizando de manera diferenciada para la zona del meat, para los marcos y para los canales guías) y otras dos configuraciones de slabs en este caso, de tipo macrocelda, habiéndose considerado la necesidad de contar con dos posibles conjuntos de secciones eficaces para los grafitos, las cajas de irradiación y las regiones de reflector de agua según fuese en cada caso su ubicación y distribución en los distintos sectores del núcleo.

tipode gestión	T [días]	$\rho_{\text{BOC}}^{\text{exceso}}$ [pcm]	Bu_{extr} [MWd/tonU]	$\text{Bu}_{\text{extr}}^*$ [%]	FP	$\langle \Phi_{\text{término}}^{\text{CIcentral}} \rangle$ $10^{14}/(\text{cm}^2\text{seg})$
gestión Out -> In	11.3	4992	77621	45.8	1.93	2.185
gestión In -> Out	12.7	5199	87157	51.4	2.75	2.412
2 cadenas secuenciales	12.4	5212	85100	50.2	2.65	2.365
2 cadenas simultáneas	23.9	6016	82137	48.5	2.60	2.338
4 cadenas secuenciales	12.6	5219	86602 ± 226	51.1 ± 0.1	2.70	2.406
4 cadenas simultáneas	45.0	7490	77393	45.7	2.60	2.323

Tabla 8: Resultado de la comparación entre distintas gestiones de combustible para el núcleo de 5x5, imponiendo una misma reactividad de corte de 1000pcm para todas ellas y evaluando los parámetros que se consideraron más relevantes.

Resultó satisfactorio poder constatar que la reactividad en exceso estimada por nosotros, $\rho_{\text{exceso}}^{\text{N296}} = 5722$ pcm, coincidió con lo reportado por el RA-3 con un error del 6%, mientras que el factor de pico dio un 16% mayor en nuestro caso, lo cual puede tener que ver con el hecho de que para nuestro modelo no se encontraban implementadas de las placas absorbentes. También fue posible constatar la consistencia entre nuestro valor estimado para el peso en reactividad del xenón (~ 3000 pcm) y los datos reales de posición de las barras (y sus pesos) para la configuración crítica a principio de ciclo y (luego de 39 horas de operación continua) con el xenón ya (casi) en equilibrio.

Como continuación de este trabajo, se propone la implementación de las barras de control en el modelo para el núcleo de referencia 296, así como el estudio del efecto en el quemado de extracción y en el flujo en las posiciones de irradiación respecto de modificar la configuración del núcleo haciéndolo más o menos compacto (agregando o quitando elementos combustibles periféricos). En tal caso, habría que evaluar también la necesidad de complementar el análisis de operabilidad del núcleo mediante un cálculo termohidráulico, puesto que al disminuir sensiblemente el número de combustibles no basta con evaluar el factor de pico para estar en condiciones de asegurar condiciones idóneas de refrigeración.

Bibliografía

NEA, 2003. WIMSD-5B, A Neutronic Code for Standard Lattice Physics Analysis.

Fowler, T B, Vondy, D R & Cunningham G W, “*Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION*”, ORNL-TM-2496, Rev 2, July 1971.

Villarino, E., Carlos, A.L., 1993. CITVAP 3.1 Reactor Calculation Code. MTR_PC, Nuclear Engineering Division, INVAP, Argentina.

Glasstone, S. and A. Sesonske – Nuclear Reactor Engineering, 4th – Ed. New York Chapman & Hall.

Villarino, Eduardo – Condor, Citvap, MCNP Calculation Line Description.

Vignolo, Ramiro – Diseño Conceptual del Núcleo de un Reactor Compacto – Instituto Balseiro 2014.

CNEA – APN 08 Reactores de Investigación.

Documentación suministrada por el personal de operación del reactor RA-3, en particular respecto del Núcleo 296, incluyendo el informe de operabilidad 1_ARN N296.pdf y el mapa de QUEMADOS INICIO N296p20.txt.

ANEXO – Ejemplos de inputs para WIMS y CITVAP

Presentamos aquí un par de ejemplos de los inputs implementados para este trabajo para los códigos WIMS y CITVAP. El ejemplo de input para WIMS corresponde a la configuración de slabs de la fig. 6, para la obtención de las MXS de la región *ECN* con xenón, en función del quemado y para el reactor caliente. El input de CITVAP por su parte, corresponde al núcleo de 5x5 con 24 EC's normales de la fig. 4, también para el estado caliente, e implementando la gestión de combustible de 2 cadenas simultáneas con un período de 23.9 días.

```
*****
* Modelo de celda para la obtención de las MXS con Xe y      *
* pasos de quemado para la región ECN de la biblioteca 5x5_cal *
*****
```

```
CELL 6
NPLATE 1
SEQUENCE 2
NGROUP 69
NMESH 25
NREGION 5
NMATERIAL 3 1
PREOUT
INITIATE
SUPPRESS 00100000000000001
SLAB 1 0.03500 1
SLAB 2 0.07500 2
SLAB 3 0.21316 3
SLAB 4 0.25575 2
SLAB 5 0.27355 3
MATERIAL 1 4.759150 363 1 235.4 12.446 $
                2238.4 49.786 $
                27 26.589 $
                16 11.179 $
                3239.1 1.0E-20
MATERIAL 2 2.7 313 27 100
MATERIAL 3 0.9922902 313 3 16 88.810 $
                2001 11.190
MESH 5 4 10 4 2
```

* A partir de acá, el agregado para el Quemado, para una Potencia de 10MW:

* $286.6644 \text{ MW/tonU} = 10\text{MW} / (24 * 290.7\text{E-6 tonU} / 0.20)$

* $290.7\text{g} = m(\text{U-235})/\text{EC} ; 24 = \#\text{EECC}$

* Hasta 0 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 0.0 1
BUCKLING 7.857136E-03 3.502697E-03
BEGINC
SIGPUNCH
BUCKLING 7.857136E-03 3.502697E-03
BEGINC
```

* Hasta 2 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 1.744200 4
BUCKLING 6.900669E-03 3.511480E-03
BEGINC
BUCKLING 6.900669E-03 3.511480E-03
BEGINC
```

* Hasta 6 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 3.488400 4
BUCKLING 6.668786E-03 3.512282E-03
BEGINC
BUCKLING 6.668786E-03 3.512282E-03
BEGINC
```

* Hasta 10 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 3.488400 4
BUCKLING 6.452556E-03 3.512430E-03
BEGINC
BUCKLING 6.452556E-03 3.512430E-03
BEGINC
```

* Hasta 15 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 3.488400 5
BUCKLING 6.277687E-03 3.512459E-03
BEGINC
BUCKLING 6.277687E-03 3.512459E-03
BEGINC
```

* Hasta 20 GWd/tonU :

```
POWERC 1 286.6644 3.488400 5
BUCKLING 6.059384E-03 3.512720E-03
BEGINC
BUCKLING 6.059384E-03 3.512720E-03
BEGINC
```

* Hasta 30 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 5.835874E-03 3.512692E-03
BEGINC
BUCKLING 5.835874E-03 3.512692E-03
BEGINC

* Hasta 40 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 5.372486E-03 3.512928E-03
BEGINC
BUCKLING 5.372486E-03 3.512928E-03
BEGINC

* Hasta 50 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 4.879968E-03 3.513285E-03
BEGINC
BUCKLING 4.879968E-03 3.513285E-03
BEGINC

* Hasta 60 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 4.353846E-03 3.513771E-03
BEGINC
BUCKLING 4.353846E-03 3.513771E-03
BEGINC

* Hasta 70 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 3.789500E-03 3.514393E-03
BEGINC
BUCKLING 3.789500E-03 3.514393E-03
BEGINC

* Hasta 80 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 3.182665E-03 3.515152E-03
BEGINC
BUCKLING 3.182665E-03 3.515152E-03
BEGINC

* Hasta 90 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 2.523754E-03 3.516104E-03
BEGINC

BUCKLING 2.523754E-03 3.516104E-03
BEGINC

* Hasta 100 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 1.802251E-03 3.516488E-03
BEGINC
BUCKLING 1.802251E-03 3.516488E-03
BEGINC

* Hasta 110 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 1.005895E-03 3.518096E-03
BEGINC
BUCKLING 1.005895E-03 3.518096E-03
BEGINC

* Hasta 120 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 1.167651E-04 3.520394E-03
BEGINC
BUCKLING 1.167651E-04 3.520394E-03
BEGINC

* Hasta 130 GWd/tonU :

POWERC 1 286.6644 8.720999 4
BUCKLING 1.801121E-03 8.347518E-04
BEGINC
BUCKLING 1.801121E-03 8.347518E-04
BEGINC

* Nucleo 5x5. 24 ECN's de 8.1*7.7*61.5 *

* C/irrad. central. Refl. c/grafito. Caliente. *

^^ Sec 1 *

* (Guarda el flujo)

NGC 6 1 *

* (Densidad de potencia)

NGC 7 1 *

* (Problema de k-eff)

NGC 10 0 *

* (Modo de terminacion del caso)

NGC 15 2 *

* (MXS macro)
 NGC 19 1 *
 * (Direccion del caudal)
 NGC 21 5 *
 * (Imprime iteraciones)
 IEDG 1 1 *
 * (Imprime/ no MXS macro)
 IEDG 4 1 *
 * (Imprime balance neutronico)
 IEDG 5 1 *
 * (Idem por zona y grupo)
 IEDG 6 1 *
 * (Imprime valores medios de flujo por grupo)
 IEDG 9 1 *
 * (Imp valores puntuales de flujo por grupo)
 IEDG 10 1 *
 * (Imprime densidades de potencia por zona)
 IEDG 12 1 *
 * (Imprime densidad de potencia por puntos)
 IEDG 14 1 *
 * (Nro max de iteraciones)
 ITMX 1 300
 *
 ^^ Sec 3 *
 * (Diferencias finitas)
 NUAC 1 0 *
 * (Geometria XY)
 NUAC 5 11 *
 * (Cond de contorno Left)
 NUAC 11 0 *
 * (Cond de contorno Top)
 NUAC 12 0 *
 * (Cond de contorno Right)
 NUAC 13 0 *
 * (Cond de contorno Bottom)
 NUAC 14 0 *
 * (Cond de contorno Front - 3D -)
 NUAC 15 0 *
 * (Cond de contorno Back - 3D -)
 NUAC 16 0 *
 * (Aprox en el calc de flujo)
 EPI 1 0.0001 *
 * (Aprox en el calc del k-eff)
 EPI 2 0.00001 *
 * (Nivel de potencia termica en MW)
 XMIS 3 10.0 *

* (2D=1/61.5 3D=1.0 : Fracción de nucleo considerada)

XMIS 5 1.0

^^ define 24 channels with 10 axial elements

^^ sec 4 *

* Eje x

*

* Reflector

3 10.0 *

4 8.1 *

* Núcleo

4 8.1 *

4 8.1 *

4 8.1 *

4 8.1 *

4 8.1 *

* Reflector

4 8.1 *

3 10.0 /

* Eje y

*

* Reflector

3 10.0 *

4 7.7 *

* Núcleo

4 7.7 *

4 7.7 *

4 7.7 *

4 7.7 *

4 7.7 *

* Reflector

4 7.7 *

3 10.0 /

* Eje z

*

* Reflector superior

8 20.0 *

* Núcleo

4 6.15 *

4 6.15 *

4 6.15 *

4 6.15 *

4 6.15 *

4 6.15 *
4 6.15 *
4 6.15 *
4 6.15 *
4 6.15 *

* Reflector inferior
8 20.0

^^ Sec -5 *

354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /

*

Channel Map *

350 350 350 350 350 350 350 350 350 /
351 330 331 332 325 333 334 335 352 /
351 336 -1 -2 -3 -4 -5 337 352 /
351 338 -6 -7 -8 -9 -10 339 352 /
351 326 -11 -12 327 -13 -14 328 352 /
351 340 -15 -16 -17 -18 -19 341 352 /
351 342 -20 -21 -22 -23 -24 343 352 /
351 344 345 346 329 347 348 349 352 /
353 353 353 353 353 353 353 353 353 /

End Channel Map *

*

354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354 /
354 354 354 354 354 354 354 354 354

* Materiales :

*

^^ sec 8 group from library 5x5_cal

^^ library = 5x5_cal

```

^^ fuel ELEMENT = ( from 1 to 24 )      key=ECN
^^ material = ( from 325 to 326 )      key=REFL
^^ material = 327                       key=CI
^^ material = ( from 328 to 329 )      key=REFL
^^ material = ( from 330 to 349 )      key=GRAF
^^ material = ( from 350 to 353 )      key=REFL
^^ material = 354                       key=REFL

^^ Fission spectrum from library 5x5_cal
999
^^ PLOT ON FILE 5x5_2sim.PLT

^^ PSEUDOVAR G2a = 12 11 8 20 2 16 6 7 15 3 21 1
^^ PSEUDOVAR G2b = 13 14 17 5 23 9 19 18 10 22 4 24
*
^^ CALCULATE AT 0
^^ REPEAT 88 CYCLES
^^ CALCULATE adding present time at 0 23.9
^^ MOVE FUEL 1 FRESH [G5a] / 1 FRESH [G5b]
^^ END REPEAT

```