

***“REALIZACIÓN DE BENCHMARKS DE REACTORES TIPO MTR PARA
VALIDACIÓN DE LA LÍNEA DE CÁLCULO HUEMUL-PUMA”***

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

Autora: Nayra Heredia
Director: Juan Beliera
Co-director: Luis Romero

Octubre, 2017



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Resumen

La línea de cálculo propiedad de CNEA, HUEMUL-PUMA, ha sido largamente probada en reactores de potencia tipo PHWR. Debido a los proyectos nucleares que se han comenzado en los últimos años se hace necesario validar su correcto funcionamiento para otros tipos de reactor y para otros diseños de elementos combustibles y elementos de control. En el presente trabajo se propone realizar una serie de *benchmarks* para la validación de la línea de cálculo mencionada para reactores tipo MTR.

En primer lugar, se comenzó con un *benchmark* numérico de una celda de MTR, considerando combustibles HEU y LEU, y así tener una idea de cómo modelar celdas con HUEMUL y una noción de los errores asociados a dicho cálculo. Se evaluó el modelo, el mallado y el paso de quemado a considerar, teniendo en cuenta el tiempo de cálculo y comparando los resultados obtenidos con los *benchmarks* de otros laboratorios [10]. La segunda etapa consistió en realizar un cálculo del núcleo del reactor canadiense SPERT-IV, para lo cual se debió hacer uso de la línea de cálculo completa: HUEMUL-PUMA. El experimento que se estudió fue la puesta a crítico inicial y la carga del núcleo operativo. En esta etapa, se adoptaron los modelos de celda más representativos al reactor, habiendo analizado previamente distintos modelos, mallados y los errores asociados respectivos. A su vez, se evaluó el mallado del núcleo hasta alcanzar un punto de convergencia en los resultados. Los resultados obtenidos se compararon con los datos experimentales proporcionados por la bibliografía [12].

Nomenclatura

Acrónimos

ANL: *Argonne National Laboratory*

CNEA: Comisión Nacional de Energía Atómica

EC: Elemento combustible

EECC: Elementos combustibles

HEU: *High enrichment uranium* (Uranio de alto enriquecimiento, en español)

IAEA: *International Atomic Energy Agency* (u organismo internacional de energía atómica, en español)

LEU: *Low enrichment uranium* (Uranio de bajo enriquecimiento, en español)

MTR: *Materials Testing Reactor* (Reactor de investigación para prueba de materiales, suele emplearse como equivalente a reactor con combustible tipo placas)

ÖSGAE: *Österreichische Studiengesellschaft für Atomenergie* (Asociación de Investigación Austriaca para la Energía Atómica, en español)

WLUP: *Wims Library Update Project*

Meat: Aleación de material fisil con un metal que junto con un recubrimiento metálico forma la placa de un EC

Símbolos

¹³⁵I: Iodo 135

¹³⁵Te: Teluro 135

¹³⁵Xe: Xenón 135

¹⁴⁹Sm: Samario 149

²³⁵U: Uranio 235

²³⁶U: Uranio 236

²³⁸U: Uranio 238

²³⁹Pu: Plutonio 239

²⁴⁰Pu: Plutonio 240

²⁴¹Pu: Plutonio 241

^{242}Pu : Plutonio 242

$\$$: dólar (unidad de reactividad)

β_n : Fracción nuclear de neutrones retardados

β_{eff} : Fracción efectiva de neutrones retardados

Al: Aluminio

B_m : *Buckling* material

B_g : *Buckling* geométrico

$\Delta\rho_{MA}$: Margen de antirreactividad o margen de apagado

\mathcal{D} : Coeficiente de difusión

E : Energía

J : Corriente

k : Factor de multiplicación

k_∞ : Factor de multiplicación en medio infinito

k_{eff} : Factor de multiplicación efectivo

ν : Cantidad de neutrones producidos por fisión

MA : Margen de apagado o de antirreactividad

ρ : Reactividad

ρ_{EXC} : Máximo exceso de reactividad

r : Radio, posición

Σ_a : Sección eficaz de absorción

Σ_f : Sección eficaz de fisión

Σ_s : Sección eficaz de dispersión o *scattering*

S : Fuente externa de neutrones

t : Tiempo

Φ : Flujo neutrónico

v : Velocidad

χ : Fracción de neutrones que fisionan

Índice

Resumen.....	iii
<i>Nomenclatura</i>	iv
1. Capítulo I: Introducción y marco teórico.....	1
1.1 Introducción general de la física de reactores nucleares.....	1
1.1.1 Interacción de neutrones con la materia.....	1
1.1.2 La fisión nuclear.....	2
1.1.3 Moderación de neutrones.....	4
1.1.4 Balance de neutrones.....	4
1.1.5 Parámetros globales: factor de multiplicación, reactividad y fracción efectiva de neutrones retardados.....	6
1.2 Reactores nucleares de fisión.....	8
1.2.1 Reactor MTR.....	9
1.2.2 Parámetros relevantes asociados con un reactor de investigación.....	10
1.3 Reactor crítico asociado.....	10
1.4 Códigos de cálculos neutrónicos.....	11
1.4.1 Descripción de los códigos utilizados.....	11
1.5 Antecedentes.....	13
1.6 Objetivo y alcance.....	13
2 Capítulo II: Cálculo de celda de un reactor tipo MTR.....	14
2.1 Modelos de celdas.....	14
2.2 Resultados y análisis.....	16
3 Capítulo III: Cálculo de reactor SPERT IV.....	24
3.1 Descripción del reactor SPERT IV.....	24
3.2 Descripción de los experimentos.....	27
3.3 Modelos de celda para el cálculo del núcleo.....	28
3.3.1 Cálculo del núcleo.....	29
4 Conclusiones.....	33
5 Referencias bibliográficas.....	34
6 Anexo.....	35
6.1 Especificaciones del reactor MTR (Capítulo II).....	35
6.2 Input de HUEMUL para cálculo de celda (Capítulo II).....	36
6.3 Especificaciones del reactor SPERT IV (Capítulo III).....	41
6.4 Input de PUMA.....	45

1. Capítulo I: Introducción y marco teórico

1.1 Introducción general de la física de reactores nucleares

A continuación se definen algunos conceptos y magnitudes vinculados con las reacciones neutrónicas que ocurren en los reactores nucleares.

1.1.1 Interacción de neutrones con la materia

El funcionamiento de un reactor nuclear depende de diversas interacciones de los neutrones con núcleos atómicos. Las reacciones entre los neutrones y los núcleos se clasifican en: reacciones de dispersión o *scattering* y de absorción. En la reacción de **scattering** ocurre una colisión elástica o inelástica donde el neutrón queda libre luego de la interacción. En cambio, en las reacciones de **absorción**, el neutrón es absorbido por el núcleo y desaparece del sistema formando nuevas partículas. A su vez, las reacciones de absorción se dividen en: captura radiactiva (emisión de radiación y a partir de un estado excitado), absorción con emisión de partículas (emisión de partículas cargadas o dos o más neutrones) y fisión (el núcleo se divide en dos fragmentos liberándose neutrones, radiación y y partículas cargadas). [1]

Según el tipo de reacción, la energía del neutrón y el núcleo con el cual interactúa, existe una probabilidad de interacción que puede asociarse a un parámetro que se denomina **sección eficaz microscópica**. Este parámetro puede interpretarse como la sección efectiva que ofrece el núcleo a la interacción con los neutrones y tiene unidades de área; de hecho, se mide y se expresa en *barns*, donde 1 *barn* equivale a 10^{-24} cm².

Como cada reacción de cada nucleído tiene asociada una sección eficaz, la sección eficaz total es igual a la suma de la sección eficaz de *scattering* más la de absorción. Sin embargo, no pueden sumarse las secciones eficaces microscópicas de diferentes nucleídos. Por consiguiente, cuando el sistema es una sustancia compuesta, se recurre a la **sección eficaz macroscópica** de la mezcla que se calcula como la suma de las secciones eficaces macroscópicas de cada nucleído que componen la misma. Este parámetro se define como el producto de la densidad atómica de un nucleído y la sección eficaz microscópica correspondiente.

Por otro lado, las secciones eficaces dependen de la energía del neutrón. Para un gran número de nucleídos, especialmente aquellos cuyo número másico es superior a 100, en la curva de la dependencia de las secciones eficaces de absorción en función de la energía se destacan tres regiones (ver ejemplo de ²³⁵U en la figura 1.1): una región de baja energía, correspondiente a los **neutrones térmicos** (energías menores a 1 eV), en la cual la sección eficaz disminuye al aumentar la energía neutrónica; una región de resonancia que corresponden generalmente a neutrones de energías comprendidas entre 1 eV y 0,01 keV, caracterizada por la presencia de picos a determinados valores

de energía; y una región de altas energías (mayores a 0,01 keV) correspondiente a los **neutrones rápidos**, donde las secciones eficaces son normalmente pequeñas [2].

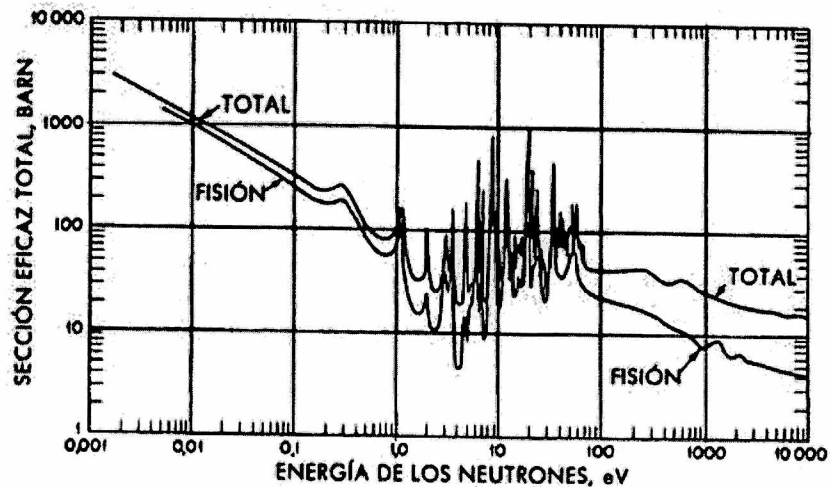


Figura 1.1. Secciones eficaces total y de fisión del ^{235}U en función de la energía de los neutrones [2]

1.1.2 La fisión nuclear

En relación con el funcionamiento de los reactores nucleares, las reacciones de fisión son las de mayor importancia para la obtención de energía nuclear o la producción de productos de fisión.

Como se mencionó anteriormente, la **fisión nuclear** es el proceso por el cual un núcleo compuesto excitado, que se forma tras la absorción de un neutrón, se divide en dos o más fragmentos, liberándose energía y radiaciones. Solamente ciertos nucleídos llamados **fisiles** (como por ejemplo: el ^{233}U , ^{235}U y ^{239}Pu), son capaces de producir fisión con neutrones de todas las energías; a diferencia de otros nucleídos que requieren neutrones rápidos para producir fisión (^{238}U y ^{239}Pu , por ejemplo), llamados nucleídos **fisionables**. También existen nucleídos **fértiles**, capaces de producir nucleídos fisiles por captura neutrónica luego de sucesivos decaimientos.

Desde el punto de vista de la utilización de la energía nuclear, la importancia del proceso de fisión radica en dos hechos: el primero es que se libera una gran cantidad de energía por unidad de masa de combustible nuclear, y el segundo es que la reacción de fisión, iniciada por neutrones, origina la liberación de más neutrones. La combinación de estas dos sucesos, es lo que hace posible el diseño de un reactor nuclear, en el que se establece una **reacción de fisión en cadena auto-sustentada**, con producción de energía en forma continua. Una vez iniciada la reacción de fisión en varios núcleos, mediante una fuente externa de neutrones, los neutrones producidos en la reacción la propagan a otros núcleos. No obstante, una reacción en cadena autosustentada solamente es posible con nucleídos fisiles. [2]

1.1.2.1 Productos de fisión

Los **productos de fisión** son los fragmentos atómicos que quedan después de que un núcleo se fisiona. Normalmente los productos de fisión son dos nucleidos radiactivos de masas diferentes. El núcleo de ^{235}U se divide en más de 40 formas diferentes, dando lugar a 80 productos de fisión primarios (fragmentos de fisión). En la figura 1.2 se representa gráficamente para el ^{235}U la probabilidad de ocurrencia de fisiones nucleares que originan productos de un determinado número másico, conocida como rendimiento de fisión. [2]

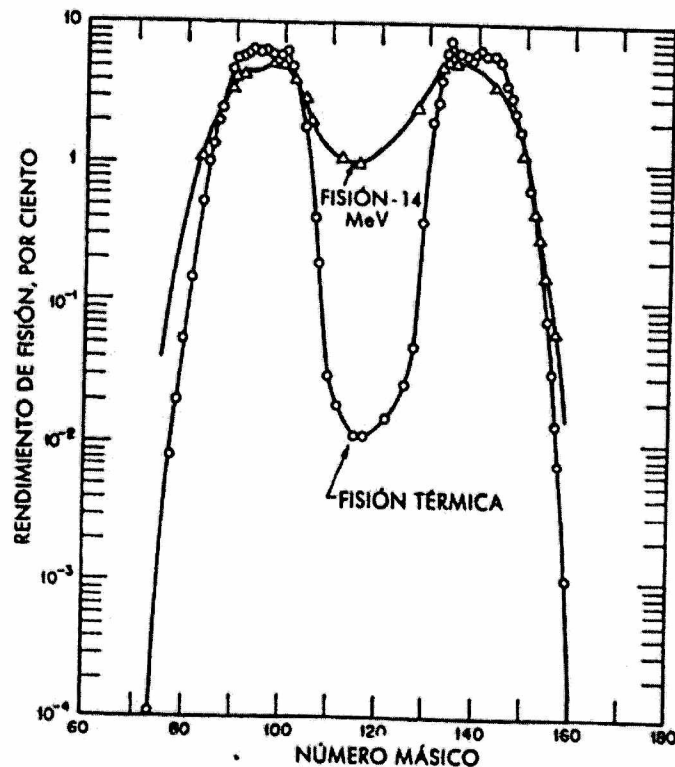


Figura 1.2. Rendimiento de fisión en función del número másico [2]

1.1.2.2 Neutrones de fisión

Los neutrones que quedan en libertad en el proceso de fisión se dividen en dos grupos: **neutrones instantáneos** y **neutrones retardados**. Los primeros se liberan en un intervalo de tiempo muy corto (del orden de 10^{-14} segundos) a partir del instante de fisión. Los neutrones retardados, en cambio, son emitidos por algunos de los fragmentos de fisión después de su desintegración beta. En el proceso de desintegración beta algunos núcleos son producidos en estado excitado con suficiente energía para emitir neutrones. La **fracción nuclear de neutrones retardados** formados respecto del número total de neutrones producido por fisión de un dado nucleído fisible se expresa como β_n .

1.1.3 Moderación de neutrones

Existen reactores nucleares, denominados **reactores térmicos**, en las cuales el mayor porcentaje de las fisiones son producidas por neutrones de baja energía o térmicos. Sin embargo, los neutrones producidos por las fisiones se generan en el rango rápido, por lo que se hace necesario disminuirles su energía para que puedan producir nuevas fisiones. Por tal motivo, los reactores térmicos cuentan con un material denominado **moderador**, cuyo objetivo es decrecer la energía de los neutrones de fisión sin que estos sean absorbidos durante el proceso. El proceso en el cual el neutrón de fisión pierde su energía cinética original (aproximadamente 2 MeV) por colisiones elásticas con los átomos del moderador es denominado **moderación**. Por debajo de 1 eV aproximadamente, la población neutrónica alcanza el equilibrio térmico con los átomos del moderador, ocurriendo de esta manera la **termalización**. Un material empleado como moderador deberá tener alta sección eficaz macroscópica de *scattering* y baja sección macroscópica de absorción y la menor masa posible [1]

1.1.4 Balance de neutrones

La variación de la cantidad de neutrones en un dado volumen de un sistema en un determinado período de tiempo debe ser igual a la producción menos las pérdidas de los neutrones en ese volumen y período. Las producciones de neutrones se deben principalmente por fisiones producidas dentro del volumen, por interacciones de *scattering* o debido a una fuente externa de neutrones. Por otro lado, las pérdidas de neutrones se deben a absorciones, reacciones de *scattering* o debido a las fugas del sistema. Estos mecanismos se traducen en una ecuación de balance neutrónico, conocida como **ecuación de transporte neutrónico** o de Boltzmann que se muestra a continuación:

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{d\varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{dt} &= S(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^\infty v(E') \cdot \Sigma_f(E') \cdot \int_{4\pi} \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) d\hat{\Omega} dE' \\ &+ \int_0^\infty \int_{4\pi} \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \cdot \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) d\hat{\Omega} dE' \\ &- [\Sigma_a(E) + \Sigma_s(E)] \cdot \varphi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) - \bar{V}j(\vec{r}, E, \hat{\Omega}, t) \end{aligned}$$

Donde φ es el flujo angular neutrónico, \vec{r} la posición, E la energía, $\hat{\Omega}$ la dirección a la que se mueve el neutrón, t el tiempo, v la velocidad, S la fuente externa, $\frac{\chi(E)}{4\pi}$ la fracción de neutrones generados por fisiones con la energía E y liberados isotrópicamente, v la cantidad de neutrones producidos por fisión, Σ_a la sección eficaz macroscópica de

absorción, Σ_f la de fisión, Σ_s la de *scattering*, $\Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega})$ la de *scattering* doble diferencial asociada a la cantidad de reacciones de *scattering* en las que un neutrón de energía E' y dirección $\hat{\Omega}'$ se dispersa con energía E y dirección $\hat{\Omega}$, y \bar{J} la corriente angular de neutrones.

Dado que en la mayoría de los cálculos de reactores nucleares no es necesario el detalle de la dependencia angular del flujo, la ecuación anterior puede ser integrada en todas las direcciones, obteniendo así la **ecuación de continuidad**, que se escribe a continuación:

$$\frac{1}{v} \frac{d\Phi(\bar{r}, E, t)}{dt} = S(\bar{r}, E, t) + \chi(E) \int_0^\infty \nu(E') \cdot \Sigma_f(E') \cdot \Phi(\bar{r}, E, t) dE' + \int_0^\infty \Sigma_s(E' \rightarrow E) \cdot \Phi(\bar{r}, E, t) dE' - [\Sigma_a(E) + \Sigma_s(E)] \cdot \Phi(\bar{r}, E, t) - \bar{\nabla} \bar{J}(\bar{r}, E, t)$$

La ecuación de continuidad cuenta con dos incógnitas: el flujo escalar y la corriente neta de neutrones, $\Phi(\bar{r}, E, t)$ y $\bar{J}(\bar{r}, E, t)$, respectivamente. Para llevar esta ecuación a una sola incógnita, se debe expresar la corriente de neutrones en función del flujo mediante algún tipo de aproximación. Una muy utilizada en el modelado de reactores nucleares es la aproximación de difusión. De acuerdo a esta aproximación, el vector corriente de neutrones resulta proporcional a menos el gradiente del flujo neutrónico, de acuerdo a la siguiente ecuación:

$$\bar{\nabla} \bar{J}(\bar{r}, E, t) = -\mathcal{D}(\bar{r}, E) \cdot \bar{\nabla} \Phi(\bar{r}, E, t)$$

donde la constante de proporcionalidad \mathcal{D} es el coeficiente de difusión que depende de la posición y la energía del neutrón incidente, y tiene unidades de longitud. Al incorporar ésta aproximación a la ecuación de continuidad se obtiene la **ecuación de difusión**. Cabe mencionar que esta aproximación no se cumple en medios fuertemente absorbentes, en posiciones cercanas a la frontera del sistema o donde las propiedades del medio cambien abruptamente ni en posiciones cercanas a fuentes localizadas.

En la práctica, resolver la ecuación de difusión requiere encontrar una solución analítica del flujo neutrónico para todas las energías. Por la complejidad asociada a esto, se recurre a métodos numéricos de discretización. Para la variable espacial y temporal se recurre normalmente a aproximaciones por diferencias finitas. La variable energética, por otro lado, se discretiza utilizando la aproximación multigrupo, la cual divide el rango energético en distintos grupos de energías. De esta forma, se obtiene la ecuación de difusión multigrupo, integrando cada término de la ecuación de difusión continua en el rango de energía de cada grupo, obteniendo así un sistema de ecuaciones con los flujos neutrónicos de cada grupo como incógnitas. [1]

1.1.4.1 Ecuación de difusión a un grupo de energía en un medio homogéneo

En la práctica, para resolver la ecuación de difusión existen formalismos físicos y matemáticos que ayudan a su comprensión y deducción, que consisten por ejemplo en suponer reactores unidimensionales, infinitos y/o homogéneos. Estos casos son más sencillos de analizar y representan correctamente algunos fenómenos que se observan en geometrías más complejas. Uno de los casos más estudiados es el *slab* desnudo con propiedades homogéneas, que consiste en un sistema plano con ancho fijo en la dirección X e infinito en las direcciones Y-Z. Resolviendo la ecuación de difusión para dicha geometría, para un grupo de energía, en estado estacionario y sin fuente externa la ecuación de difusión se reduce a la siguiente expresión:

$$\frac{d^2\Phi(x)}{dx^2} + B_m^2\Phi(x) = 0 \quad \text{siendo} \quad B_m^2 = \frac{\nu\Sigma_f - \Sigma_a}{\mathcal{D}}$$

Donde el término B_m^2 es denominado *buckling* material del reactor y depende de las propiedades del material del reactor. Para resolver dicha ecuación es necesario aplicar algunas condiciones de contorno por simetría y en la frontera por considerar un reactor desnudo (condición de contorno vacío), obteniendo finalmente una expresión que depende únicamente de la geometría del sistema: el *buckling* geométrico (B_g). De esta manera, se alcanza la condición crítica del sistema donde el *buckling* geométrico es igual al *buckling* material:

$$B_m^2 = B_g^2$$

1.1.4.2 Potencia

La potencia térmica producida en un reactor está relacionada con la cantidad de fisiones que se produzcan en el mismo. Esta potencia se puede calcular como el producto del ritmo de fisiones por la energía liberada en cada fisión integradas en todo el volumen. Por el ejemplo, si se considera un *slab* de espesor $2a$ con una densidad de potencia P (W/cm²) y que en cada fisión se libera en promedio E_f (joules), entonces la densidad de potencia debe cumplir con la siguiente condición [1]:

$$P = \int_{-a}^a E_f \Sigma_f \Phi(x) dx$$

1.1.5 Parámetros globales: factor de multiplicación, reactividad y fracción efectiva de neutrones retardados

Para caracterizar la capacidad de un sistema para mantener una reacción en cadena, se utiliza el parámetro **factor de multiplicación k**.

Se conoce como factor de multiplicación k a la relación entre la cantidad de fisiones producidas en una generación de neutrones y la cantidad de fisiones producidas

en la generación inmediata anterior, que resulta equivalente a la razón entre el ritmo de producción y el ritmo de pérdida de neutrones en un instante dado.

$$k = \frac{\text{Ritmo de producción de neutrones}}{\text{Ritmo de pérdida de neutrones}}$$

Si se considera un sistema infinito, la pérdida de neutrones se deberá al ritmo de absorción. En este caso, se define el **factor de multiplicación infinito**, designado como k_{∞} , a la relación entre los neutrones producidos y los absorbidos en cada instante en un medio infinito, o sea sin fugas:

$$k_{\infty} = \frac{\text{Ritmo de } \nu \text{ fisiones}}{\text{Ritmo de absorciones}}$$

Si el medio tiene fronteras, existirá pérdida de neutrones por fugas que se deberán incluir en el balance. Para estos sistemas, se define el **factor de multiplicación efectivo**, que se designa como k_{eff} , como la relación entre los neutrones producidos en cada instante y la suma de las pérdidas, es decir las absorciones más las fugas, en el mismo instante:

$$k_{eff} = \frac{\text{Ritmo de } \nu \text{ fisiones}}{\text{Ritmo de absorciones} + \text{Ritmo de fugas}}$$

En función del valor de k_{eff} se definen tres tipos de sistemas con material físil [1]:

- Sistema supercrítico, con $k_{eff} > 1$, donde la cantidad de neutrones aumenta con el tiempo;
- Sistema crítico, con $k_{eff} = 1$, donde la cantidad de neutrones permanece constante en el tiempo, en ausencia de una fuente externa;
- Sistema subcrítico, con $k_{eff} < 1$, donde la cantidad de neutrones disminuye con el tiempo.

Muchas veces resulta conveniente emplear el término denominado reactividad en lugar de k_{eff} para describir el estado del núcleo del reactor. La **reactividad**, designada como ρ , se define en términos de k_{eff} mediante la siguiente ecuación:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

De este modo, la reactividad es nula cuando el reactor se encuentra en estado crítico, positiva cuando el estado es supercrítico y negativa en caso de subcriticidad. Comúnmente la reactividad se mide en "pcm" que resulta de multiplicar el resultado de la ecuación anterior por 10^5 , o en dólares (\$) que se obtiene al dividir la reactividad por el coeficiente β_{eff} o **fracción efectiva de neutrones retardados**. Se define el β_{eff} como:

$$\beta_{eff} = \frac{\text{nro. de neutrones retardados térmicos}}{\text{nro. de neutrones totales térmicos}}$$

Cabe destacar que este término es diferente a la fracción nuclear de neutrones retardados (β_n), puesto que en este caso entra en juego el proceso de moderación, donde la probabilidad de termalizar de los neutrones instantáneos es distinta a la de los neutrones retardados, debido a su diferencia de energía. El β_{eff} es importante cuando se analiza la cinética del reactor, es decir, cuando el flujo varía, puesto que su dependencia con el tiempo es fuertemente influenciada por la fracción de neutrones que se producen con un tiempo de retardo. [3] Cada reactor tiene un determinado valor de β_{eff} , que comúnmente se denomina β .

1.1.5.1 Efectos de venenos neutrónicos

Durante el funcionamiento de un reactor nuclear, se van acumulando fragmentos de fisión y sus respectivos productos de desintegración. Algunos de ellos, como el ^{135}Xe y ^{149}Sm , poseen una alta sección eficaz de absorción para neutrones térmicos, actuando, de este modo, como venenos del reactor. Esto influye sobre el factor de multiplicación efectivo provocando una variación negativa de reactividad. El producto de fisión venenoso más importante es el ^{135}Xe , debido a su elevada sección eficaz de captura de neutrones térmicos. Este nucleído se forma por fisión o por la desintegración de ^{135}Te y ^{135}I , y desaparece por desintegración radiactiva o por captura neutrónica. Como consecuencia de estos dos tipos opuestos de reacciones, la concentración del veneno alcanza un valor de equilibrio, que se corresponde con el nivel de potencia del reactor. [2]

1.2 Reactores nucleares de fisión

A pesar de las numerosas variedades de reactores nucleares, existen algunas características generales del diseño y sus componentes que estos sistemas tienen en común. Fundamentalmente, un reactor nuclear consta de un **núcleo** activo, en el que se mantiene la cadena de fisiones y en donde se libera casi toda la energía de fisión en forma de calor. El núcleo del reactor contiene el **combustible nuclear**, constituido principalmente por un nucleído físil. Si se desea que la mayoría de las fisiones sean producidas por neutrones térmicos, caso de los reactores térmicos, se necesita también un **moderador**, que se encarga de reducir la energía cinética de los neutrones. A su vez, el núcleo del reactor está rodeado por un **reflector**, cuyo objetivo es reducir la pérdida de neutrones que se fugan. En el caso de que el núcleo del reactor contenga un moderador neutrónico, puede utilizarse como reflector el mismo material. Por otro lado, el calor que se genera en el núcleo, como consecuencias de las fisiones que se producen, se extrae por medio de un **refrigerante** adecuado. [2]

Con el fin de controlar la reactividad del núcleo, se incluyen absorbentes neutrónicos que disminuyen la población neutrónica del sistema. Estos principalmente son **barras de control** que se insertan en el núcleo, aunque también se utilizan otros elementos absorbentes como **venenos neutrónicos solubles** que se inyectan en el refrigerante del reactor o **venenos quemables** fijos que se cargan en el núcleo y se consumen a lo largo del tiempo.

Existen distintas formas de clasificar los reactores nucleares dependiendo del criterio utilizado. Principalmente se distinguen dos tipos de reactores según su aplicación: los reactores de investigación y los reactores de potencia. Los primeros utilizan los neutrones generados por fisión para realizar estudios en materiales o para producir radioisótopos utilizados normalmente en instalaciones de medicina nuclear. Este tipo de reactores no necesariamente aprovechan la energía térmica generada por las reacciones de fisión como sí lo hacen los reactores de potencia para la generación de energía eléctrica. También se pueden clasificar los reactores según el tipo de combustible utilizado (de uranio natural, uranio enriquecido, óxidos mixtos de uranio y plutonio, etc.), la velocidad de los neutrones (reactores rápidos y térmicos) o el moderador (de agua pesada, agua liviana o grafito).

En este trabajo se detallarán particularmente las características de los reactores de investigación llamados MTR (*Material Testing Reactor*) por ser de este tipo sobre los que se realizará el cálculo de núcleo más adelante.

1.2.1 Reactor MTR

El reactor de prueba de materiales o MTR posee dos características especiales de diseño: el uso de agua liviana como moderador y refrigerante y que los elementos combustibles son placas formadas por una aleación de aluminio y uranio enriquecido (*meat*), con un recubrimiento de aluminio por ambos lados. En el elemento combustible con vaina de aluminio se disponen paralelamente varias placas, resultando así un conjunto en forma de prisma rectangular alargado [2]. Algunos de estos elementos combustibles son denominados elementos de control, puesto que algunas de sus placas son reemplazadas por guías donde se ingresan barras de control que controlan la reactividad del núcleo. Todo el conjunto de elementos combustibles conforman el núcleo, que se halla contenido en una pileta a través de la cual circula agua. La masa de agua sirve como moderador, refrigerante y a veces como reflector, y también como blindaje de radiaciones. Estos reactores tipo "pileta" presentan una gran comodidad en el manejo justificando así su uso por universidades y laboratorios de investigación.

El combustible de uranio en un MTR se lo clasifica comúnmente según su grado de enriquecimiento, siendo el uranio altamente enriquecido o HEU (el que tiene más del 20% del isótopo fisible de uranio (^{235}U); y el uranio de bajo enriquecimiento o LEU el que tiene una concentración inferior o igual al 20% de ^{235}U .

1.2.2 Parámetros relevantes asociados con un reactor de investigación

Se describen a continuación algunos parámetros importantes relacionados con un reactor nuclear de investigación definidos en la norma que regula su diseño [4]:

- **Máximo exceso de reactividad:** exceso de reactividad que tendría el reactor en la condición más reactiva posible. Este se representa por ρ_{exceso} .
- **Margen de antirreactividad o margen de apagado:** reactividad con signo cambiado correspondiente al estado subcrítico del reactor, con el elemento de control actuado, que expresa la capacidad del elemento de control para extinguir al reactor de investigación. Su expresión matemática es:

$$MA = -\rho_{elemento\ de\ control\ actuado} = \Delta\rho_{elemento\ de\ control} - \Delta\rho_{exceso\ de\ reactividad}$$

1.3 Reactor crítico asociado

A medida que se utiliza un reactor nuclear, la cantidad de material combustible presente en el núcleo va disminuyendo producto de la fisión de sus átomos. Debido a este proceso de **quemado** del combustible, si el reactor se diseñara a partir de una condición crítica, el reactor se apagaría al poco tiempo de entrar en operación. Por lo tanto, para poder operar durante un tiempo considerable, es necesario que el reactor cuente con más material fisil que el necesario para alcanzar la criticidad. Sin embargo, al agregar más material fisil del necesario, el reactor se volvería supercrítico, por lo que se hace necesario el agregado de materiales absorbentes de neutrones, a fin de que el reactor pueda operar manteniendo constante su población neutrónica. Este rol es cumplido por las barras de control que se extraen a medida que el material fisil se va consumiendo.

En lo referente a los cálculos, resulta engorroso calcular momento a momento la cantidad de material absorbente en el sistema para mantenerlo crítico. Debido a esto, lo que se calcula en realidad es un reactor supercrítico sin considerar el material absorbente, especificando el valor de k_{eff} del sistema. Sin embargo, plantear la ecuación de balance de neutrones para un sistema supercrítico, suma la dificultad de tener que considerar la variación temporal del flujo neutrónico. Para poder realizar los cálculos en estado estacionario, se plantea lo que se conoce como **reactor crítico asociado**. Este consiste en modificar algunos de los parámetros del reactor real, de modo que la variación temporal del flujo sea nula. Un reactor crítico asociado en k , por ejemplo, consiste en modificar la producción de neutrones dividiendo el término de fisiones por el factor de multiplicación, k_{eff} o k_{∞} según el medio sea finito o infinito. De este modo, el reactor crítico asociado permite resolver el balance del sistema como si este se encontrara en estado estacionario. [1]

La mayoría de los códigos utilizan este método para llevar a cabo los cálculos neutrónicos de un reactor virtual que se aproxima al sistema físico real.

1.4 Códigos de cálculos neutrónicos

Los códigos de cálculo neutrónico son programas que resuelven la ecuación de transporte con métodos numéricos. Por un lado, se encuentran los **códigos de celda** que generan secciones eficaces, condensadas en un número dado de grupos de energía y homogeneizadas en materiales, en función del quemado. Por otro lado, están los **códigos de núcleo**, que calculan los parámetros globales del sistema, como la reactividad, usando los resultados obtenidos por el código de celda. Mientras el código de celda resuelve la ecuación de transporte con un método preciso y complejo, como el de probabilidad de colisiones, el código de núcleo resuelve la ecuación de transporte con la aproximación de difusión, un método menos preciso y más sencillo, debido a la complejidad inherente del núcleo [5]. Como se mencionó en la sección 1.1.4, la aproximación de difusión no es válida cuando se presentan gradientes fuertes en el flujo, cuando hay medios fuertemente absorbentes, o en posiciones cercanas a las fronteras entre diferentes materiales. Este problema se ve reducido al homogeneizar adecuadamente los materiales.

Estos códigos necesitan como datos de entrada, la geometría del sistema, las composiciones de los materiales, la potencia específica generada y las condiciones de contorno. [5] Por otro lado, la información de salida que brindan estos programas, se comparan con *benchmarks*. Un **benchmark** es una técnica utilizada para evaluar el rendimiento de un código, donde se comparan los resultados obtenidos tras la ejecución del código con los resultados de otros códigos similares o con los resultados de las mediciones experimentales. Esta técnica es usada en neutrónica frecuentemente para realizar la validación de los códigos.

1.4.1 Descripción de los códigos utilizados

A fin de llevar a cabo este trabajo se utilizaron los códigos HUEMUL [7], para el cálculo de celda, y PUMA [8] para el cálculo del núcleo, ambos desarrollados por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). A continuación se describen cada uno.

1.4.1.1 Código HUEMUL

El código HUEMUL se compone de dos bloques fundamentales: el reticulado de representación y el reticulado de cálculo. El **reticulado de representación** es la red que representa geoméricamente a la celda a calcular, y consiste en un conjunto de volúmenes, en los que se suponen secciones eficaces constantes y ciertas propiedades de sus materiales. Los elementos de este reticulado se ordenan en "canales", llamándose "canal" a un elemento cilíndrico recto cuya sección es cualquier figura geométrica plana, de superficie no nula, con la altura total del modelo a calcular. A su vez, se definen las distribuciones de todas las propiedades fundamentales del modelo: materiales (tablas de secciones eficaces), propiedades termohidráulicas y concentraciones isotópicas. Luego, dándole a cada región las propiedades de un

determinado canal, se vincula el reticulado de representación con el **reticulado de cálculo** y, de este modo, el sistema HUEMUL resuelve la ecuación de transporte neutrónico empleando la teoría de probabilidades de colisión. [7]

La **teoría de probabilidades de colisión** [6] consiste en calcular el flujo escalar de neutrones en un determinado lugar del espacio a partir de la contribución de los neutrones generados en el resto del sistema. Para ello se los debe afectar por la probabilidad de que alcancen la región de interés sin colisionar en el camino. Este método representa una solución exacta de la ecuación integral de transporte.

El código HUEMUL calcula las secciones eficaces macroscópicas a varios grupos de energía de cada uno de los materiales que componen una celda. Esto lo lleva a cabo a partir de una biblioteca tipo Wims del proyecto WLUP [9], que brinda las secciones eficaces microscópicas de isótopos a una determinada estructura de grupos energéticos. A su vez, es posible condensar las regiones deseadas a un menor número de grupos de energía y homogeneizar las secciones eficaces macroscópicas. De esta manera, HUEMUL genera un archivo de salida donde se obtiene información del factor de multiplicación infinito y efectivo y las secciones eficaces macroscópicas correspondientes a las regiones definidas y la estructura de grupos de energía especificada.

La interacción de HUEMUL con el usuario se realiza mediante comandos que se escriben en un archivo de texto que será la entrada de datos. A su vez, todos los datos que definen el reticulado de representación y los parámetros calculados durante la ejecución son guardados en una base de datos. [7]

1.4.1.2 Código PUMA

PUMA realiza una simulación del funcionamiento de reactores nucleares por medio de la resolución de la ecuación de difusión en diferencias finitas [8].

Análogo al código HUEMUL, PUMA se compone de un **reticulado de representación** sobre el que se arma la red de cálculo por diferencias finitas a fin de hallar la distribución del flujo y otros parámetros neutrónicos. En el reticulado de representación se definen distribuciones de todas las propiedades fundamentales del modelo: materiales (tablas de secciones eficaces), propiedades termohidráulicas y posibles esquemas de decaimiento (Xenón, quemado). En tres dimensiones, este conjunto de volúmenes que componen el reticulado de representación se los ordena en “canales” y “trozos”, y sobre ellos se definen “regiones” y “segmentos” respectivamente, por medio de coberturas. Mientras un cierto número de canales cubren totalmente al reactor en un corte X-Y en coordenadas cartesianas (o R- ϕ en coordenadas cilíndricas), un cierto número de trozos lo hace en la dimensión axial Z. A su vez, los canales se dividen en “regiones”, conjuntos de celdas X-Y (o R- ϕ) que forman un rectángulo (o una sección circular) en las que se suponen secciones eficaces constantes. Del mismo modo, en la dirección axial se dividen los trozos en segmentos.

Con la red o el **reticulado de cálculo** en la geometría cartesiana, cilíndrica o triangular, hasta tres dimensiones, PUMA realiza el cálculo del núcleo usando como datos de entrada las secciones eficaces macroscópicas generadas previamente para las celdas de interés, en este caso con HUEMUL. Las secciones eficaces se agrupan como tablas en el archivo de entrada, donde a su vez, se especifica la configuración geométrica y los materiales del reactor, la potencia, el estado del reactor, etc. Una vez corrido el programa, se genera el archivo de salida que muestra la información del flujo neutrónico y la potencia en función de la posición, el factor de multiplicación efectivo, el coeficiente de reactividad, entre otros resultados.

1.5 Antecedentes

Tanto el código HUEMUL como el PUMA fueron desarrollados por CNEA [6, 7, 8] como cadena de cálculo alternativa a CONDOR-CITVAP. Los programas HUEMUL y PUMA han sido contrastados extensivamente contra los reactores Atucha I y Embalse.

Debido a los proyectos nucleares que se han comenzado en los últimos años se hace necesario validar su correcto funcionamiento para otros tipos de reactor y para otros diseños de elementos combustibles y elementos de control.

1.6 Objetivo y alcance

El objetivo de este trabajo es efectuar una validación parcial de los códigos HUEMUL-PUMA en reactores tipo MTR. Para ello se reprodujo un *benchmark* numérico para simular el quemado de un elemento de combustible y la evaluación del núcleo del reactor SPERT IV.

Para cumplir con dicho objetivo, el trabajo se desarrolló en dos partes. La primera parte consiste en el cálculo de celda de un elemento combustible de un reactor MTR. La segunda parte refiere al cálculo del núcleo del reactor MTR: SPERT IV.

2 Capítulo II: Cálculo de celda de un reactor tipo MTR

La primera parte del presente trabajo consistió en la realización de un *benchmark* numérico de una celda de un reactor tipo MTR. En particular, se calculó una celda de un elemento combustible de 23 placas para distintos estados de quemado considerando enriquecimientos del 20% y 93%.

Primero se seleccionó un modelo de celda realizando un análisis del factor de multiplicación en medio infinito (k_{∞}) para distintos modelos y mallados. Luego se evaluó el k_{∞} en función del quemado para el modelo adoptado. Los resultados arrojados fueron comparados con una recopilación de *benchmarks* de distintos laboratorios reportados por la IAEA [10]. Los datos geométricos y materiales del reactor fueron extraídos del mismo documento.

2.1 Modelos de celdas

El elemento combustible a modelar es de tipo MTR y consta de 23 placas cuya parte activa está compuesta de una aleación de uranio-aluminio, recubierta de una vaina de aluminio. A ambos lados de cada placa circula de forma descendente agua liviana, que actúa como refrigerante y moderador de neutrones. En la figura 2.1 se muestra un corte transversal del EC.

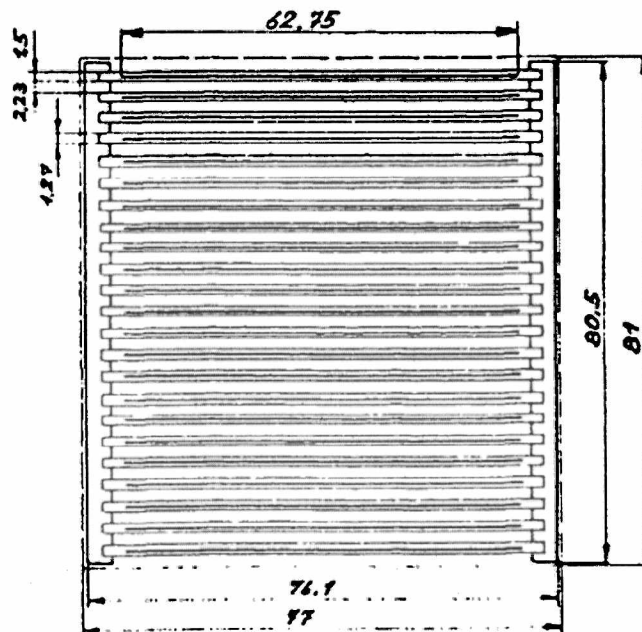


Figura 2.1. Corte transversal del EC modelado

Este EC forma parte de un reactor de 10 MW de potencia térmica, con un núcleo de 6x5 EECC. Se consideraron combustibles de alto y bajo enriquecimiento, cuyas especificaciones se resumen en la tabla 2.1.

	LEU	HEU
Tipo de combustible	U-Al	
Número de placas	23	
Altura activa	60 cm	
Enriquecimiento	20%	93%
Masa de ^{235}U	390 g	280 g
Fracción de uranio en U-Al	72%	21%

Tabla 2.1. Especificaciones del EC para LEU y HEU

Para el cálculo de la celda, se modeló una placa (ver figura 2.2) manteniendo la relación de volumen *meat/vaina/refrigerante* igual a la del EC. Para ello, se hizo un ajuste de las dimensiones de pelo de agua que se encuentran en el borde del mismo. Como condición de borde se utilizó la condición de frontera blanca.

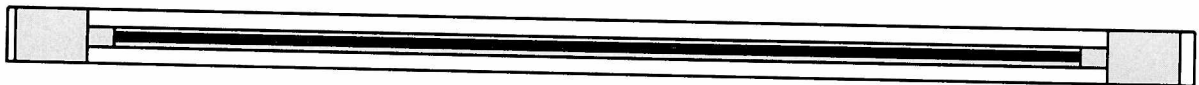


Figura 2.2. Modelo de celda para el EC

Esta forma de representar el EC resultó adecuada por la simplicidad del modelo y la reducción del tiempo de cálculo respecto al modelo de medio EC. Además, como puede verse en la tabla 2.2, la diferencia entre un modelo y otro es despreciable (menor a 20 pcm) para ambos casos de enriquecimiento. También se compara el modelo de la placa con un *slab*, manteniendo el espesor del *meat*, y se observa una diferencia de 170 pcm para el caso de LEU, mientras que para el caso HEU se mantuvo por debajo de los 100 pcm. El modelo del *slab* y sus dimensiones se muestran en la figura 2.3.

Caso	Modelo	k_{∞}	$ k_{\infty} - k_{\infty ref} ^*$ (pcm)
LEU	Una placa	1,6666	-
	Medio EC	1,6664	20
	Slab	1,6683	170
HEU	Una placa	1,7513	-
	Medio EC	1,7514	20
	Slab	1,7521	60

* $k_{\infty ref}$ es el del caso de una placa sin subdivisiones en el canal de agua

Tabla 2.2. Resultados de k infinito según el modelo, para HEU y LEU

<i>Meat</i>	Vaina + Soporte (Al)	Refrigerante (agua)
0,0255 cm	0,0679 cm	0,1218 cm

Figura 2.3. Modelo de slab y dimensiones

Para el modelo de una placa se probaron distintos mallados con subdivisiones del *meat* y el agua. En principio, se analizó la dependencia de k_{∞} con subdivisiones transversales, sobre el ancho de la placa. Los resultados de k_{∞} presentaron variaciones con el mallado del agua, aunque poco significativas (menor a 300 pcm con 10 subdivisiones), mientras que no se observaron cambios al mallar el *meat*. De la misma manera, se probó subdividir longitudinalmente cada canal del agua, manteniendo el mallado en el ancho de la placa, dando una variación de k_{∞} no mayor a 20 pcm al dividir el canal en dos. En la tabla 2.3, se resumen los resultados obtenidos según el mallado.

Caso	Subdivisiones transversales	Subdivisiones longitudinales	k_{∞}	$ k_{\infty} - k_{\infty ref} ^*$ (pcm)
LEU	1	1	1,6666	-
	10	1	1,6641	250
	20	1	1,6633	330
	20	2	1,6632	340
HEU	1	1	1,7513	-
	10	1	1,7484	290
	20	1	1,7475	380
	20	2	1,7473	400

* $k_{\infty ref}$ es el del caso de una placa sin subdivisiones en el canal de agua

Tabla 2.3. Resultados de k infinito para distintos mallados para el caso HEU y LEU

La diferencia entre el modelo con más subdivisiones y el de sin mallado representa el 0,21% y 0,23%, para casos LEU y HEU respectivamente. Dado que para el caso de una placa los tiempos de cálculos son bajos, se decidió adoptar el modelo más preciso, con 20 subdivisiones transversales y 2 longitudinales.

2.2 Resultados y análisis

Para los cálculos de quemado se utilizaron pasos de aproximadamente 5% de ^{235}U quemado. No se observó un cambio apreciable en la sensibilidad disminuyendo el paso del quemado, presentando diferencias menores de 50 pcm con pasos de 0,5% de ^{235}U

quemado. Los pasos de quemado se consideraron a partir de la concentración de ^{235}U de salida de HUEMUL.

Como se indica en la tabla 2.4, al comparar los resultados de k_{∞} obtenidos con los *benchmarks* se puede notar una diferencia inicial de 660 y 835 pcm que aumenta a los 1180 y 1040 pcm, para HEU y LEU respectivamente, cuando se calcula con el xenón en equilibrio en el sistema a tiempo cero.

	Sin Xenón		Con Xenón	
	LEU	HEU	LEU	HEU
CNEA - HUEMUL	1,663	1,747	1,603	1,681
CNEA - WIMS	1,653	1,742	-	-
ANL	1,655	1,737	-	-
ÖSGAE	1,657	1,743	1,593	1,669
Diferencia (pcm)*	835	660	1040	1180

* Diferencia absoluta (en pcm) entre el resultado de Huemul y el promedio de los reportados por bibliografía [1].

Tabla 2.4. Resultados de k infinito calculados a tiempo cero con Huemul y comparados con resultados de otros laboratorios [1], para el caso sin xenón y con xenón.

En las figuras 2.4 y 2.5 se grafica la evolución de k infinito con el quemado y un promedio de los resultados de los *benchmarks*, para LEU y HEU respectivamente. Se puede observar que la diferencia con la curva de referencia se mantiene alrededor de 700 pcm para el caso LEU y 1000-1200 pcm para el caso HEU a partir del 5% de ^{235}U quemado. Cabe mencionar que el paso de quemado afecta de forma diferente en los resultados según el grado de enriquecimiento, presentando una diferencia mayor en los resultados de k infinito respecto de los valores de referencia, utilizando el combustible HEU; esta diferencia se incrementa a medida que evoluciona el quemado. En este último caso la cantidad de productos de fisión y la energía liberada es mucho mayor, y los errores asociados a las simplificaciones de la cadena de decaimiento alcanzan valores significativos.

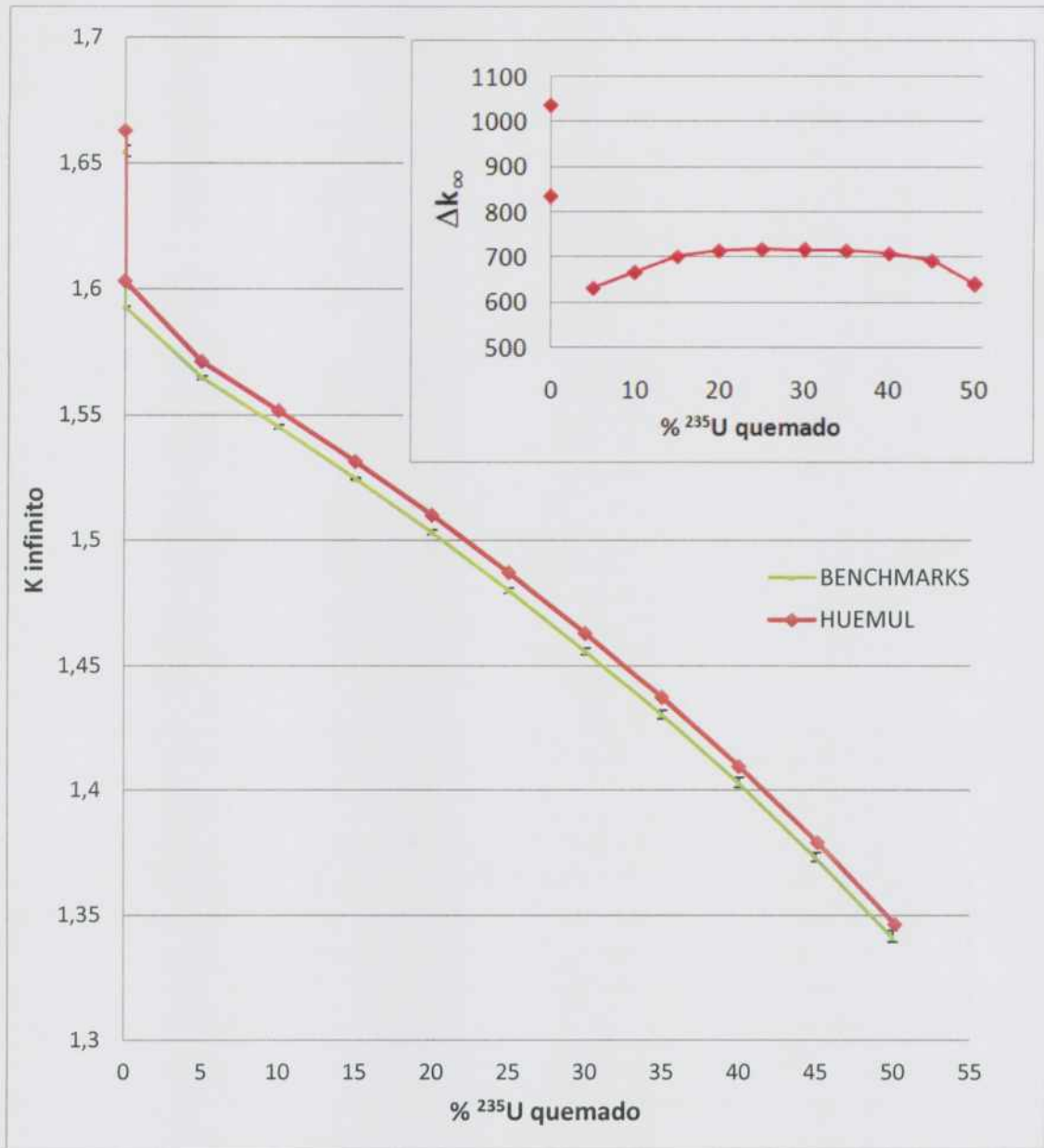


Figura 2.4. K infinito en función del quemado para LEU, comparando con el valor promedio de *benchmarks* de otros laboratorios. En el margen superior: la diferencia de K infinito y los resultados de referencia en función del quemado.

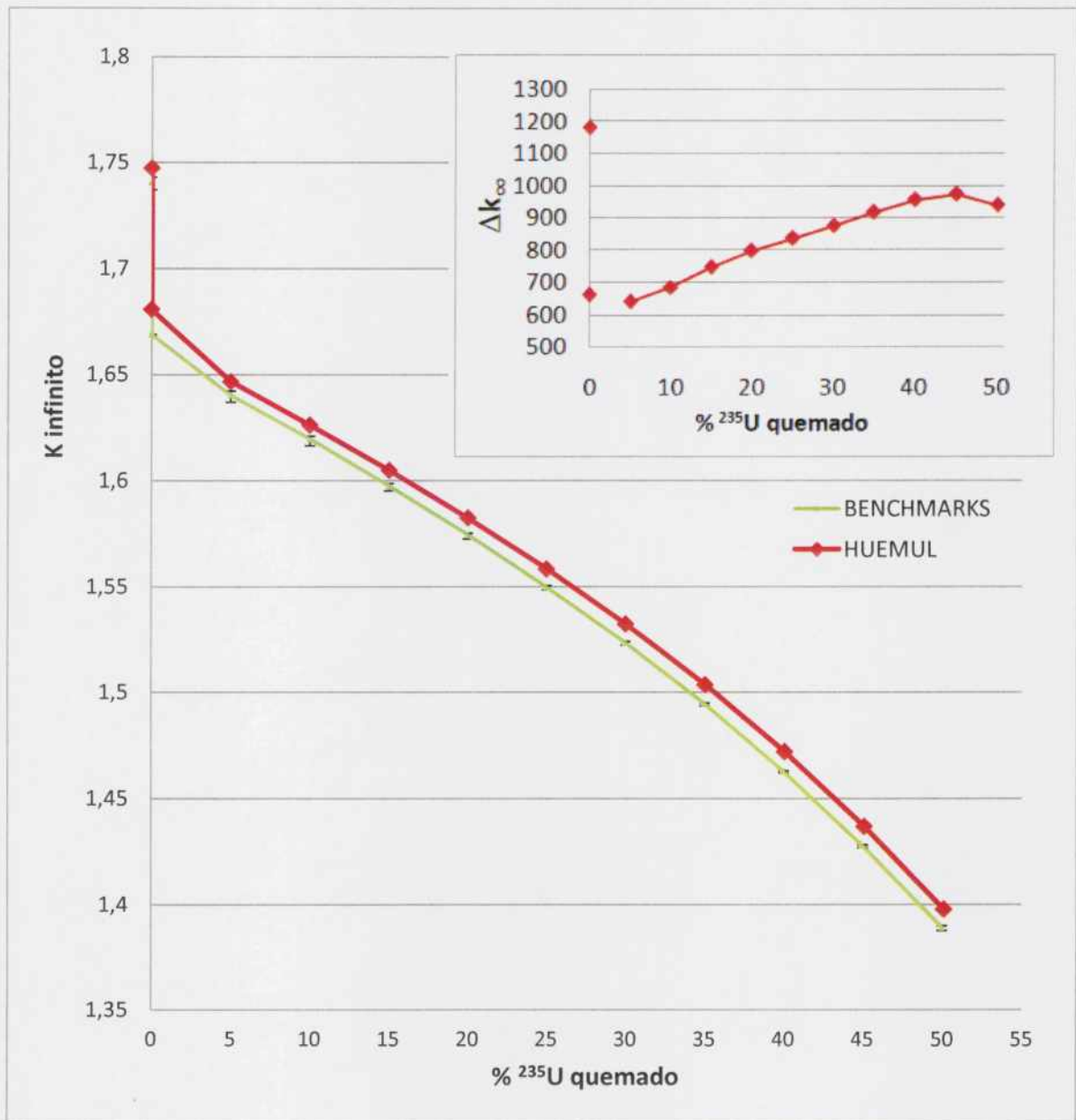


Figura 2.5. K infinito en función del quemado para HEU, comparando con el valor promedio de *benchmarks* de otros laboratorios. En el margen superior: la diferencia de K infinito y los resultados de referencia en función del quemado.

Además, se compararon las densidades atómicas de distintos isótopos en función del quemado con los valores reportados por el laboratorio ANL. Las figuras 2.6 y 2.7 muestran las concentraciones de los venenos neutrónicos presentes en el combustible, ^{135}Xe y ^{149}Sm , respectivamente, en función del quemado para el caso de LEU.

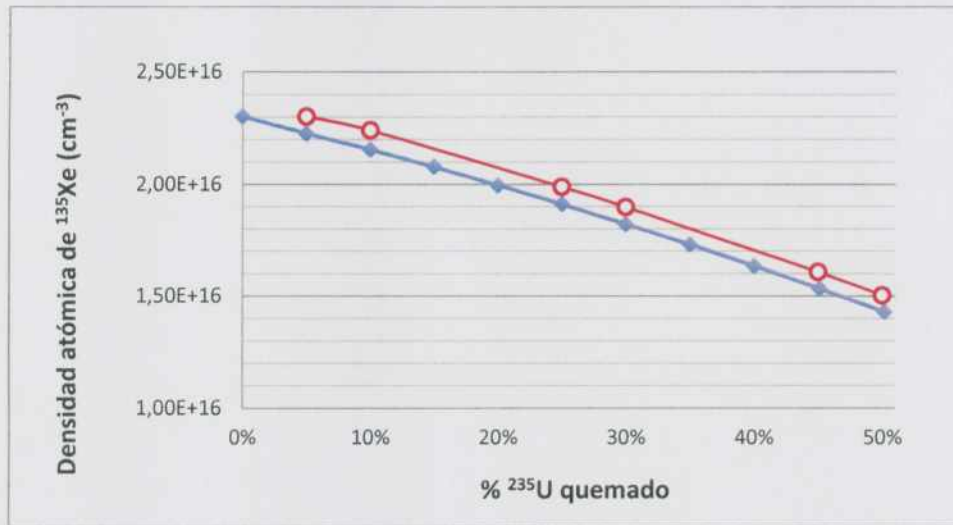


Figura 2.6. Densidad atómica de ^{135}Xe en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-♦-) y por ANL (-O-)

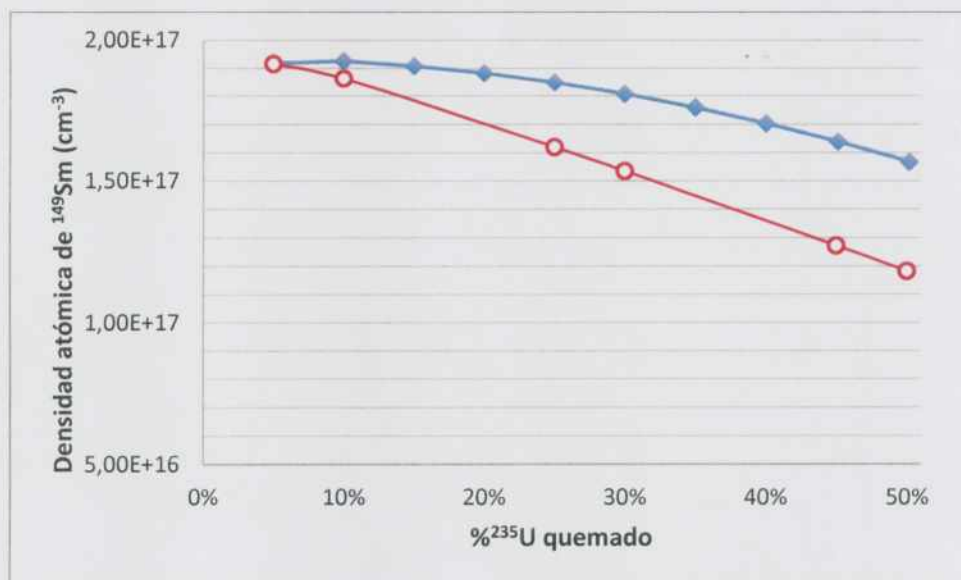


Figura 2.7. Densidad atómica de ^{149}Sm en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-♦-) y por ANL (-O-)

Entre los resultados de los venenos neutrónicos calculados y los informados por ANL se puede distinguir una notable diferencia en la evolución de la curva de ^{149}Sm , alcanzando errores de hasta 35% para altos quemados. Para el caso del xenón, si bien se puede apreciar una diferencia con la curva de referencia, este mantiene un error del 3-5% a lo largo de su evolución.

Por otro lado, las densidades atómicas de los isótopos de uranio no presentaron diferencias significativas en su evolución respecto de la referencia, como puede verse en las figuras 2.8 y 2.9, siendo las diferencias absolutas menores al 2% para el caso del ^{236}U , y de 0,05% para el ^{238}U .

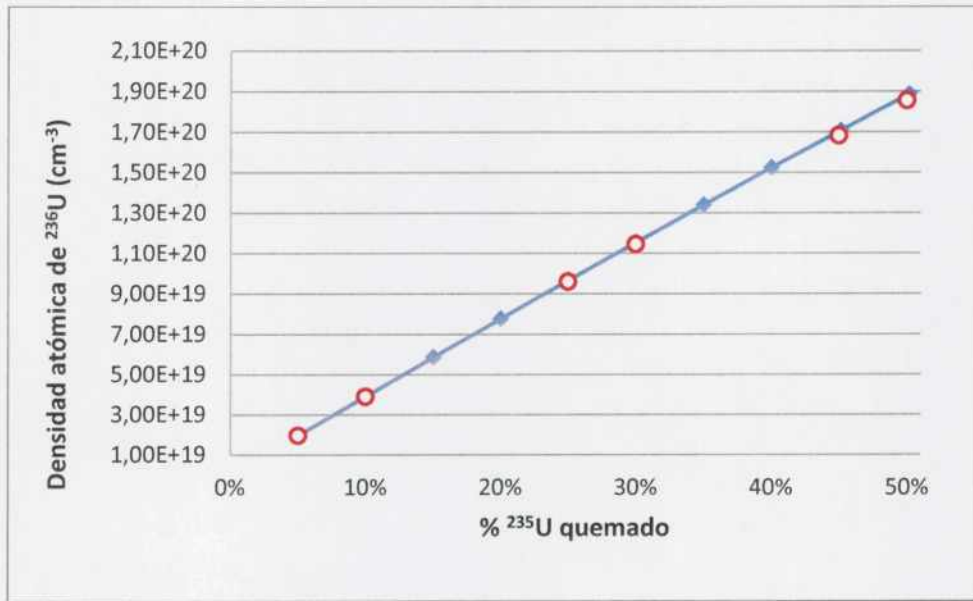


Figura 2.8. Densidad atómica de ^{236}U en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-♦-) y por ANL (-○-)

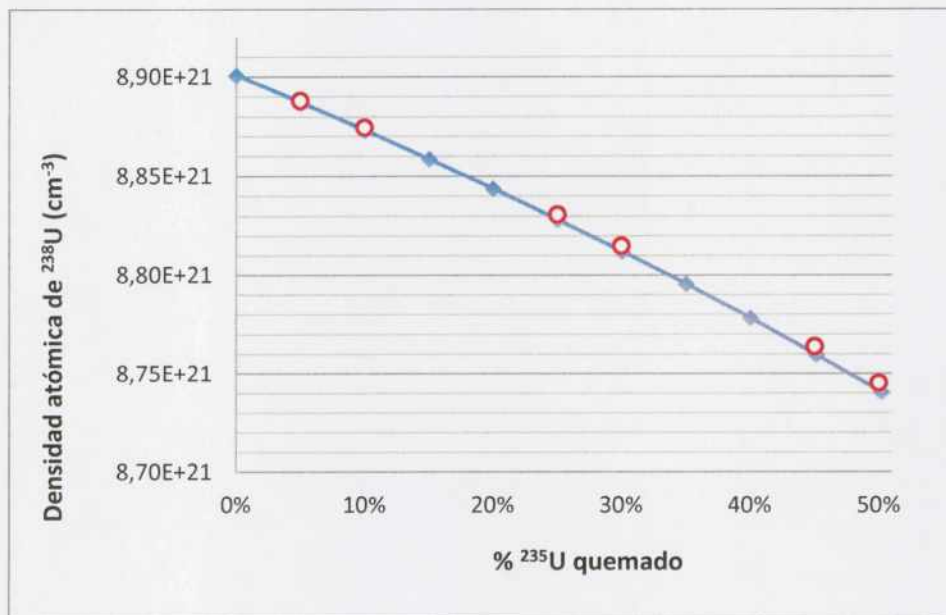


Figura 2.9. Densidad atómica de ^{238}U en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-♦-) y por ANL (-○-)

Por último, las concentraciones de los isótopos de plutonio presentaron leves diferencias, menores al 7%, entre los valores absolutos de los calculados con respecto a los de referencia. A continuación se muestra la evolución de los isótopos ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu y ^{242}Pu .

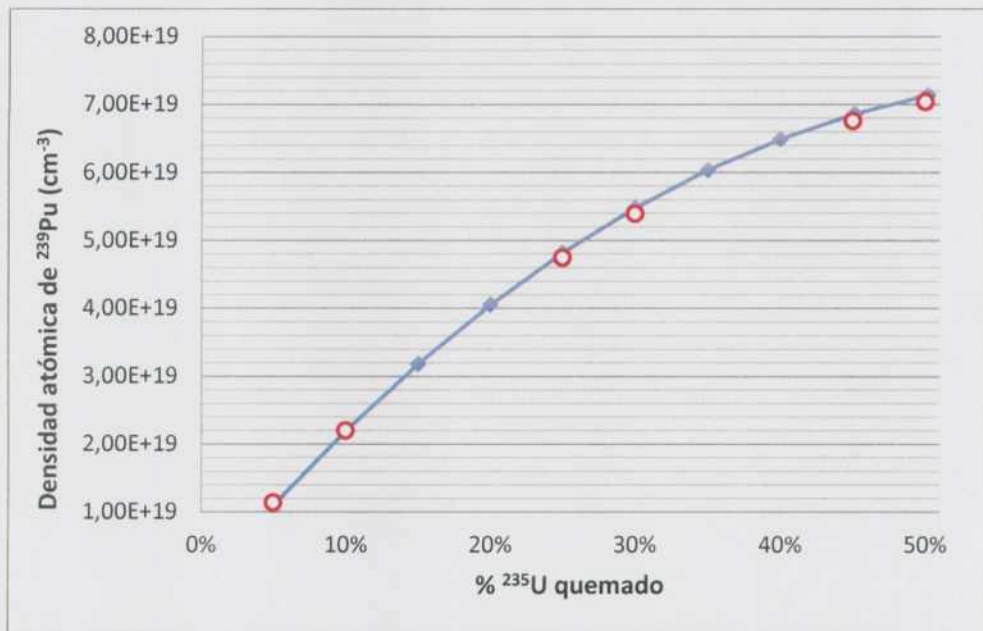


Figura 2.10. Densidad atómica de ^{239}Pu en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-◆-) y por ANL (○)

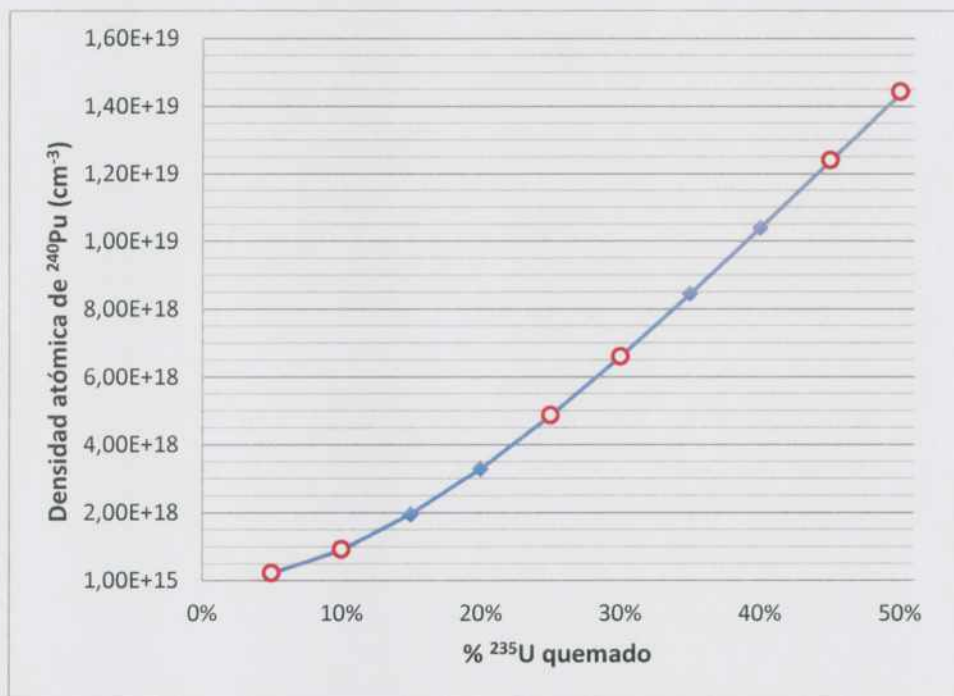


Figura 2.11. Densidad atómica de ^{240}Pu en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-◆-) y por ANL (○)

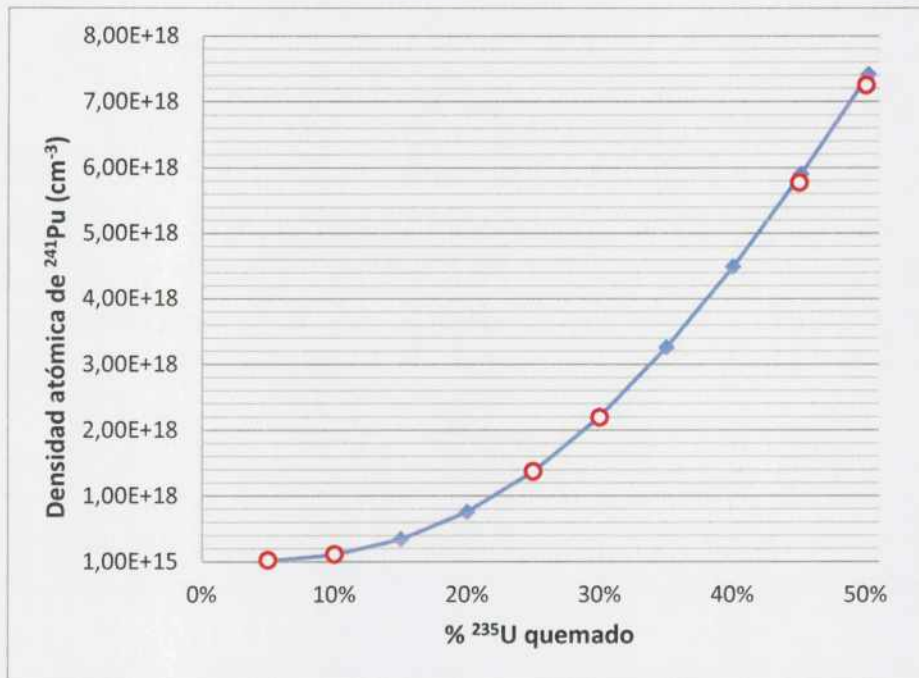


Figura 2.12. Densidad atómica de ^{241}Pu en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-◆-) y por ANL (○)

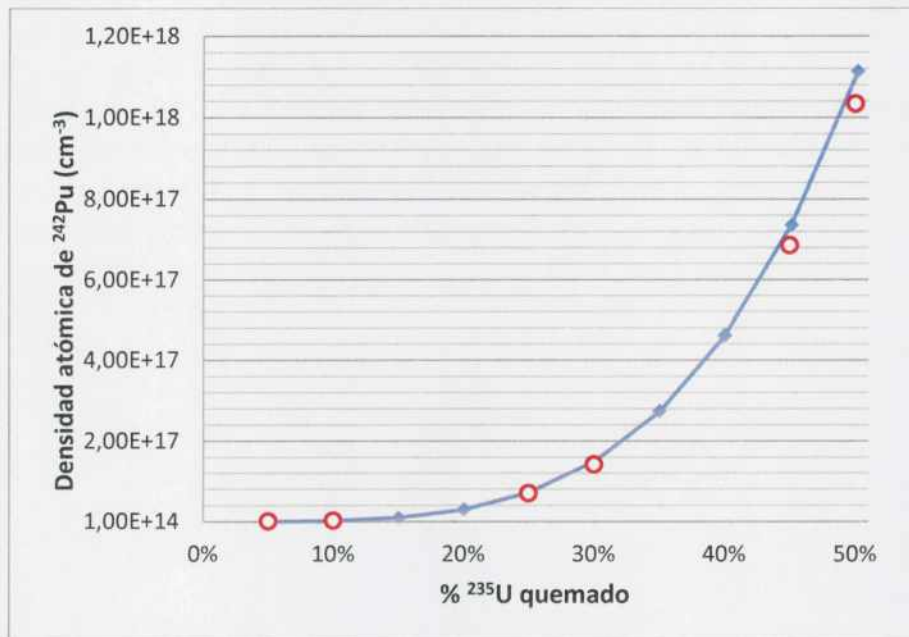


Figura 2.13. Densidad atómica de ^{242}Pu en función de % ^{235}U quemado, calculada con HUEMUL (-◆-) y por ANL (○)

En el caso HEU se presentaron diferencias similares en las concentraciones isotópicas calculadas con respecto a las de referencia tanto para los venenos neutrónicos como para los isótopos de uranio. Para los isótopos de plutonio, en cambio, estas diferencias fueron del 7% al 20%.

3 Capítulo III: Cálculo de reactor SPERT IV

La segunda parte del trabajo consistió en la realización de un *benchmark* numérico del reactor canadiense SPERT-IV, para lo cual se utilizó la línea de cálculo completa: HUEMUL-PUMA.

En esta sección se consideraron distintos modelos y se evaluaron los errores asociados a cada uno, desde el nivel de celda hasta el cálculo del núcleo.

Los resultados obtenidos se compararon con los del *benchmark* de la Universidad McMaster de Canadá [12].

3.1 Descripción del reactor SPERT IV

A fin de construir un modelo computacional de la instalación se detallan a continuación los datos geométricos y materiales del reactor reportados por la bibliografía [11].

SPERT IV es un reactor experimental tipo pileta con una potencia térmica de 1 MW, ubicado en Ontario, Canadá. Se trata de un reactor con elementos combustibles MTR, de uranio de alto enriquecimiento (93%). La estructura de la pileta donde se halla el núcleo es de 6 metros de diámetro por 7,6 metros de profundidad.

El núcleo se compone de una sección cuadrada de 5×5 elementos combustibles, de los cuales 20 son elementos combustibles normales y 5 elementos combustibles de control, aquellos por donde ingresan las placas absorbentes; todos éstos posicionados sobre una grilla de aluminio de 9x9 cuadrantes que actúa como soporte. Alrededor del núcleo, se halla el agua que actúa como moderador y reflector. La columna de agua sobre el núcleo es de 5,5 metros. La estructura de soporte del núcleo se muestra esquemáticamente en la figura 3.1.

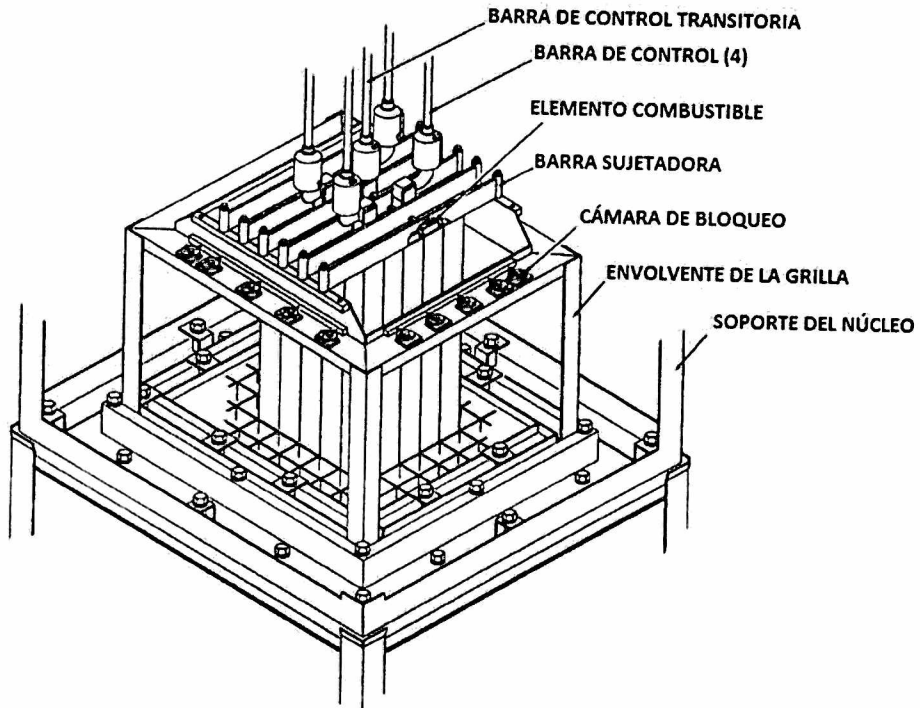


Figura 3.1. Estructura del soporte del núcleo de SPERT IV [11]

En la figura 3.2 se visualiza la disposición geométrica de los elementos combustibles normales y de control distribuidos sobre la grilla de 9x9 cuadrantes, cada cuadrante de 7,62 cm x 7,62 cm. Por los elementos de control ingresan las barras absorbentes, las cuales se dividen en cuatro barras de control y una barra transitoria, cuya diferencia se explica más adelante.

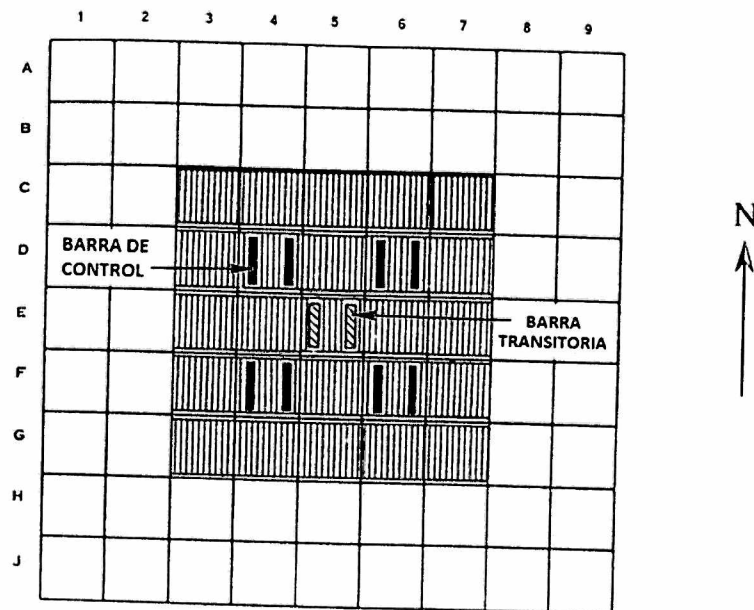


Figura 3.2. Configuración del núcleo de SPERT IV [11]

Cada EC está formado por placas cuyo *meat* está compuesto por una aleación de uranio-aluminio, recubierto por una vaina de aluminio en ambas caras. El espesor del *meat* es de 0,0508 cm, al igual que el del recubrimiento de aluminio. A ambos lados de cada placa circula agua liviana, que actúa como refrigerante y moderador de neutrones. Los elementos combustibles normales tienen 12 placas de combustible, como se muestra en la figura 3.3.

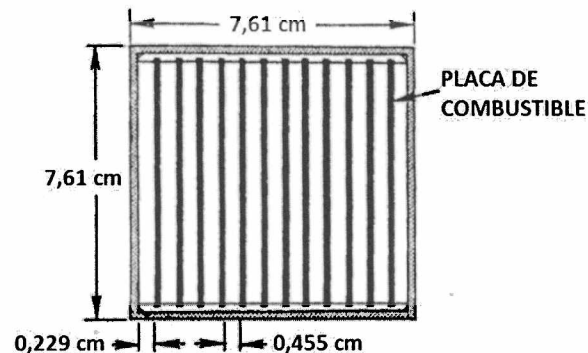


Figura 3.3. EC normal de SPERT IV [11]

Por otro lado, los elementos combustibles de control tienen seis placas de combustible y dos guías de aluminio por donde ingresa el absorbente neutrónico. Tanto las barras de control como la barra transitoria usan como absorbente una aleación de boro y se ubican en una sección delimitada por la guía de aluminio como se muestra en la figura 3.4. La diferencia entre las barras de control y la barra transitoria es la posición del absorbente en el eje axial: mientras que las barras de control tienen el absorbente en la parte superior de la guía, la barra transitoria lo tienen en la parte inferior (ver figura 3.4 b). Debido a la posición del absorbente en la barra transitoria, ésta se eleva para disminuir la reactividad del núcleo y se deja caer para aumentarla. Por el contrario, las barras de control se insertan desde la parte superior del núcleo para disminuir su reactividad y se retiran levantándolas fuera del núcleo para aumentarla que, a su vez, eleva el "seguidor" de aluminio a la altura del núcleo.

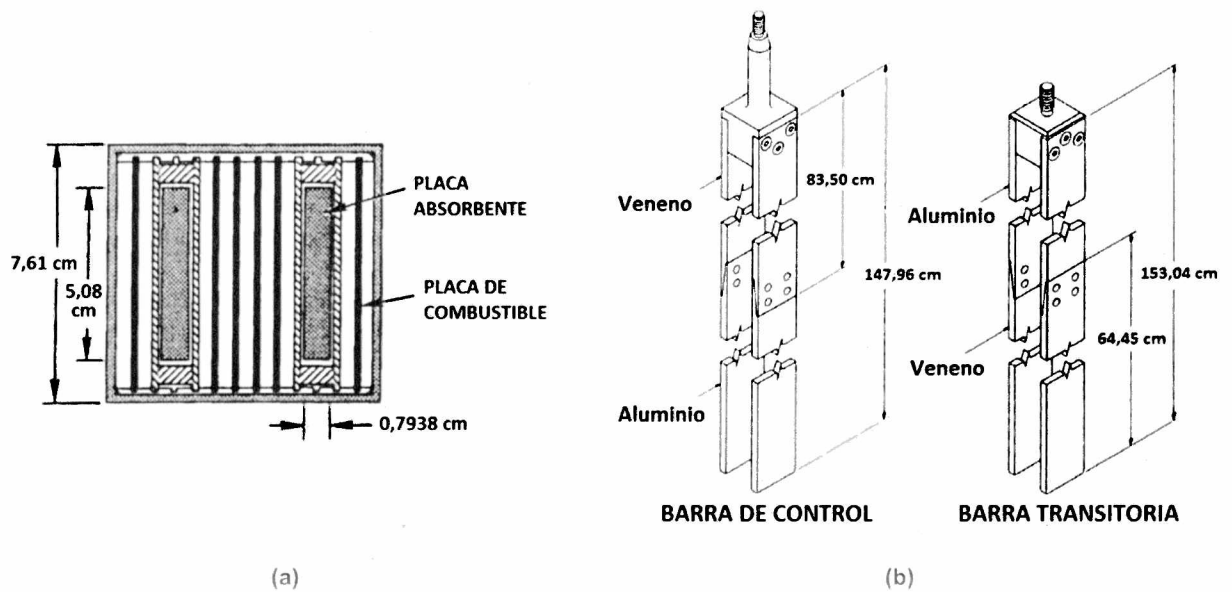


Figura 3.4. Elemento de combustible de control: (a) vista de corte transversal y (a) vista lateral

3.2 Descripción de los experimentos

En este trabajo se realizó la simulación del estado crítico inicial del núcleo y la carga de EECC del núcleo de operación.

En el SPERT IV se consiguió la criticidad inicial con 21 elementos combustibles en el núcleo (3,08 kg de ^{235}U) y con las barras de control extraídas a 54,9 cm. La configuración crítica se puede describir fácilmente como una disposición de 5x5 cuadrantes con las cuatro esquinas faltantes [12].

Por otro lado, la carga del núcleo operativo se realizó completando la grilla con los cuatro EECC faltantes. Los datos de la posición de barras de control en la puesta a crítico se muestran en la tabla 3.1. Además se reportan los valores calculados de margen de apagado y máximo exceso de reactividad en unidad de dólar (\$).

N° de EC	Posición en el núcleo según figura 3.2	Distancia extraída de barras de control en criticidad (cm)	Margen de apagado (\$)	Máximo exceso de reactividad (\$)
22	C-3	47,70	18,3	1,6
23	G-7	43,23	17,1	2,9
24	G-3	39,57	16,0	4,1
25	C-7	36,70	15,2	5,3

Tabla 3.1. Datos de la carga del núcleo operativo [12]

3.3 Modelos de celda para el cálculo del núcleo

En primer lugar, se realizó el cálculo de cada una de las celdas a fin de obtener las secciones eficaces macroscópicas de las mismas. Se modelaron las celdas del EC normal y la del EC de control con y sin absorbente según la barra de control se encuentre extraída o no a cierta altura del núcleo. A su vez, el agua que actúa como moderador y reflector se dividió en dos partes: el agua cercana al núcleo y el agua lejana al mismo.

Para el EC normal se adoptó el modelo de una sola placa de combustible, ya que como se vio en la sección 2.1, con ésta se obtiene resultados aceptables, siempre y cuando se mantenga la relación de área combustible/vaina y combustible/moderador igual a la del sistema real. Para mantener dicha relación de área constante, se hizo un ajuste de las dimensiones de la vaina externa del EC y el pelo de agua, que se encuentran en el borde del EC. El modelo adoptado es análogo al de la figura 2.2 de la sección 2.1.

Por otro lado, para que el espectro del EC de control sea representativo con el sistema, este elemento se modeló entero rodeado de un área homogénea de elementos combustibles normales, tal como muestra la figura 3.5. Para ello, se realizó la evaluación del mallado óptimo del material homogeneizado, adoptándose finalmente un mallado de 64 regiones.

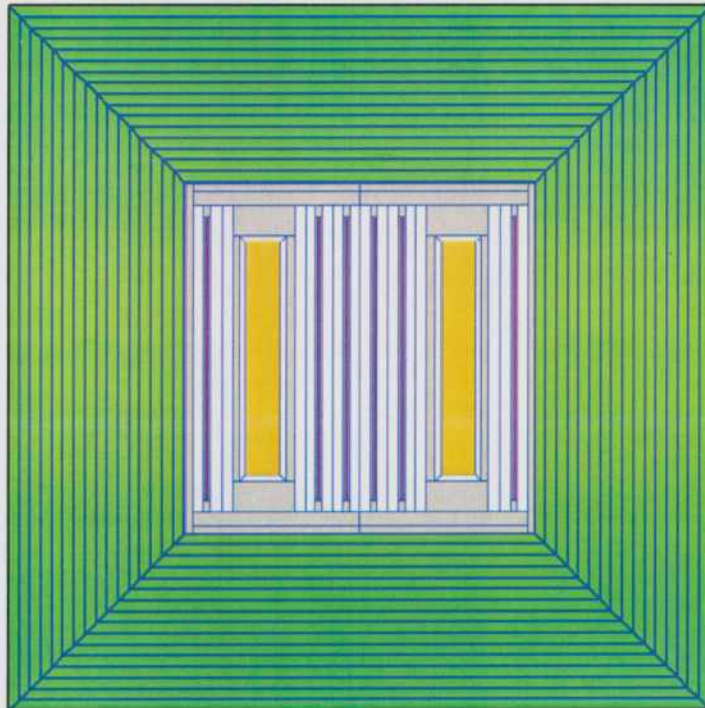


Figura 3.5. Modelo de celda para el EC de control. Se modela el EC de control rodeado por EC estándar homogeneizado (en color verde).

De la misma manera, cuando el elemento de control no tiene las barras de control insertadas, y las guías están ocupadas por un seguidor de aluminio, se utilizó el mismo modelo de celda pero cambiando el material de las placas por aluminio.

Por último, se modeló el agua alrededor del núcleo, diferenciando la zona del agua cercana de la del agua más alejada al mismo. Esto se debe a que el espectro térmico en las cercanías del núcleo es considerablemente mayor que el de las lejanías, resultando en una diferencia apreciable en las secciones eficaces. A su vez, la región del núcleo se tuvo en cuenta para obtener un modelo más representativo de las celdas de interés, para ello se generó un material homogéneo de todo el núcleo. Para las tres zonas - núcleo, agua cercana y agua lejana - se utilizaron modelos cilíndricos de una dimensión, ajustando la dimensión real a la del modelo. En este caso se evaluó el mallado radial hasta llegar al óptimo. En la tabla 3.2 se muestran los radios y mallados radiales seleccionados para cada zona.

Zona	Radio (cm)	Mallado en eje radial
Núcleo	21,5	30
Agua cercana	38,69	18
Agua lejana	300	1

Tabla 3.2. Radios (cm) y mallados en el eje radial de los modelos de las celdas del núcleo homogeneizado, del agua cercana y del agua lejana al mismo.

3.3.1 Cálculo del núcleo

El modelo del núcleo para el cálculo de criticidad inicial, se partió siguiendo la grilla de 9x9 cuadrantes de 7,62 cm x 7,62 cm de la figura 3.2 ocupando el núcleo 5x5 cuadrantes pero sin las cuatro esquinas. La figura se completó con el área de la pileta que se modeló con un arreglo cuadrangular a fin de poder realizar el mallado en coordenadas cartesianas. De forma análoga, en el eje axial se subdividió inicialmente cada EC en segmentos de 7,62 cm. A partir de esta estructura, se evaluó el mallado tridimensional del núcleo hasta alcanzar una convergencia en los valores de reactividad. En la figura 3.6 se muestra la reactividad en función de la cantidad de mallas por cada elemento (llamando "elemento" a la porción de núcleo de 7,62 cm x 7,62 cm x 7,62 cm). El análisis del mallado se realizó principalmente en la zona del núcleo y el agua cercana, siendo la variación del flujo neutrónico en estas zonas mucho más importante que en la zona más alejada al núcleo, zona de agua lejana. Sumado a que la zona de agua lejana no es relevante para este análisis.

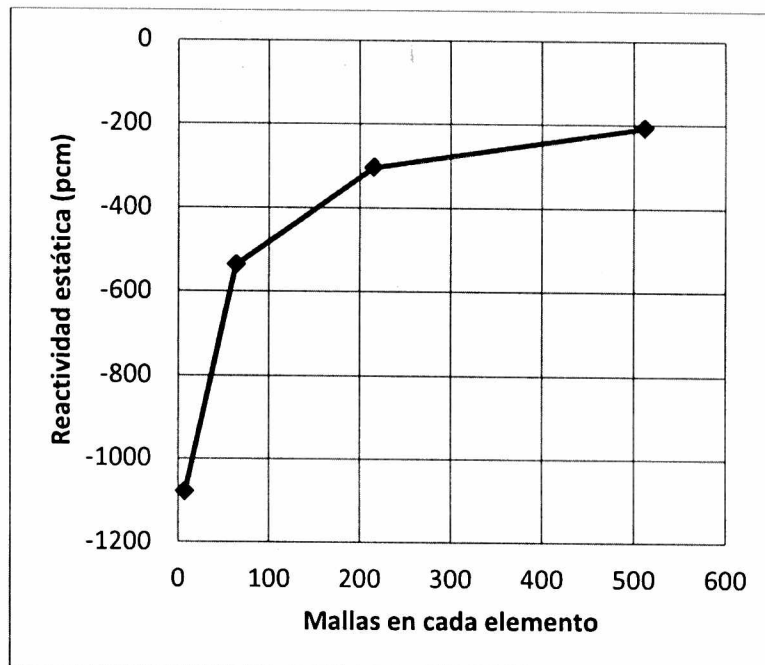
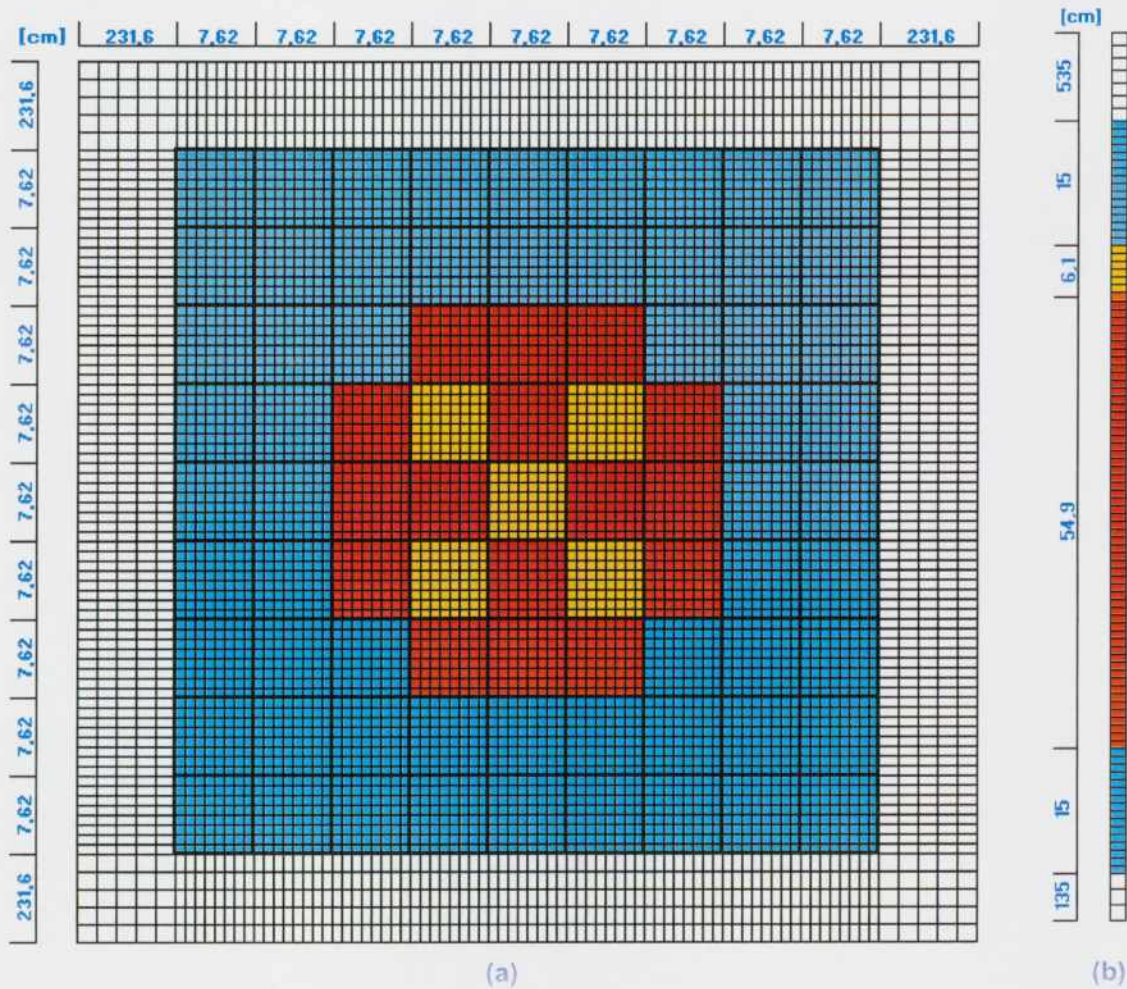


Figura 3.6. Reactividad estática en función del mallado en el EC

Finalmente se adoptó para cada elemento un mallado de 8x8x8, cada malla de 0,9525 cm x 0,9525 cm x 0,9525 cm de lado. La figura 3.7 muestra el modelo del reactor que se utilizó tanto en el plano transversal (figura 3.7 a) como en el eje axial (figura 3.7 b).



Corte transversal del reactor	Corte axial en un EC
EC estándar	EC normal ó EC de control sin barras
EC de control	EC normal ó EC de control con barras
Agua cercana	Agua cercana
Agua lejana	Agua lejana

Figura 3.7. (a) Vista del corte transversal y (b) del corte axial del modelo y mallado del reactor SPERT IV

De este modo, para la criticidad inicial se obtuvo una reactividad efectiva de -210 pcm.

Por último, se simuló la carga del núcleo de operación completando la grilla con los 4 EECC faltantes. Esto se realizó tomando como datos la posición de cada EC ingresado y la distancia extraída de barras de control en la puesta a crítico correspondiente, que se indicaron en la Tabla 3.1. Datos de la carga del núcleo operativotabla 3.1. Para realizar la comparación con el *benchmark* se calculó la puesta a

crítico, el ρ_{exc} y el MA . El máximo exceso de reactividad se simuló con el núcleo sin las barras de control actuadas y el margen de apagado con las barras de control insertadas al 100%. Los valores calculados y la diferencia con respecto a los valores reportados por el *benchmark* se muestran en la tabla 3.3.

EECC	CRÍTICO (pcm)	ρ_{EXC} (pcm)	MA (pcm)	$\rho_{EXC_{ref}}^*$ (pcm)	MA_{ref}^* (pcm)	$ \rho_{EXC} - \rho_{EXC_{ref}} $ (pcm)	$ MA - MA_{ref} $ (pcm)
22	-300	1410	19800	1220	13730	190	6070
23	-340	2280	18240	2010	12830	270	5410
24	-350	3150	16670	3090	12000	60	4670
25	-360	3930	15360	3950	11400	20	3960

* No se encuentra reportado el valor de β del reactor, por lo que se toma un valor de 750 pcm para el cambio de unidades a pcm.

Tabla 3.3. Resultados de criticidad, reactividad en exceso y margen de apagado calculados con HUEMUL y comparados con los resultados del *benchmark* [12]

La diferencia del modelo calculado con HUEMUL-PUMA respecto del *benchmark* en la puesta a crítico se encuentra entre los 300-400 pcm. Asimismo, se puede observar una diferencia menor en los valores de reactividad en exceso, donde no actúan las placas absorbentes en los EECC de control. Con el agregado de los EECC n° 22 y 23, los valores de reactividad en exceso se alejan alrededor de 200-300 pcm de los valores de referencia, y a medida que se agrega EECC, esta diferencia va disminuyendo hasta alcanzar una diferencia menor a 50 pcm con el núcleo operativo. Por otro lado, los márgenes de apagado, difieren en valores mayores a 4000 pcm respecto de los de referencia. Se puede observar que a medida que la relación de la cantidad de EECC normales respecto de la cantidad de EECC de control sea hace más grande, la diferencias entre los valores de reactividad en exceso y márgenes de apagado calculados con los de referencia van disminuyendo.

4 Conclusiones

A lo largo del presente trabajo se pudo llevar a cabo un cálculo de reactores tipo MTR con los códigos HUEMUL-PUMA, con el fin de contribuir a la validación de dicha línea de cálculo.

En la primera parte del trabajo, para el cálculo de celda del EC con HUEMUL, se evaluaron distintos modelos (placa, medio EC y *slab*), resultando poco significativa la diferencia entre los mismos. A su vez, se estudió el mallado, y se observó que éste no afectaba significativamente en los resultados del k infinito. Sin embargo, dado que los tiempos de cálculos en este caso son muy pequeños se adoptó para un elemento combustible normal el modelo de una placa con el *meat* y el refrigerante con el mallado óptimo. De este modo, se calculó el k infinito y las densidades atómicas de los isótopos de interés en función del quemado, y estos valores fueron comparados con otros *benchmarks*. Se pudo observar finalmente que mientras las concentraciones isotópicas no presentaron diferencias significativas frente a las de referencia (menores al 7%), a excepción del ^{149}Sm que presentó una diferencia que alcanzó el 35% para altos quemados, el k infinito presentó una diferencia de 1100 pcm - en exceso - en el peor de los casos (a tiempo inicial cero con xenón, para HEU). La diferencia se mantuvo por debajo de 1000 pcm a medida que se aumentó el quemado.

En la segunda parte del trabajo, se pudo llevar a cabo el cálculo del primer núcleo crítico y el núcleo operativo del reactor MTR SPERT IV. Con un mallado espacial de 0,9525 cm x 0,9525 cm x 0,9525 cm de los elementos del núcleo, se obtuvo la criticidad inicial con una diferencia menor a 300 pcm respecto del *benchmark*. A su vez, se obtuvo la criticidad del núcleo operativo con un valor de 360 pcm por debajo del crítico. Por otro lado, el valor de margen de apagado con una diferencia de alrededor de 4000 pcm para el núcleo operativo, sugiere que la diferencia radica principalmente en el modelado de los EECC de control. A su vez, la disminución de las diferencias de los valores de reactividad en exceso y márgenes de apagado con respecto a los de referencia a medida que ocurre la carga del núcleo operativo, es decir, a medida que la relación de la cantidad de EECC normales respecto de la cantidad de EECC de control sea hace más grande, contribuye a la idea que la diferencia radica en el modelado de los EECC de control.

Los cálculos realizados en el presente trabajo contribuyeron al proceso de validación de la línea de cálculo HUEMUL-PUMA. Se generó información acerca de los errores asociados al modelado de reactores tipo MTR y sus diferentes componentes.

5 Referencias bibliográficas

1. Bazzana, S., Ramos, R. Introducción a la física de reactores nucleares. Instituto Dan Beninson, Buenos Aires, (2016).
2. Glasstone, S., Seasonske, A. *Ingeniería de reactores nucleares*. Reverte, (1990).
3. Pecos, L., Gomez, A., Wentzeis, L., Bellino, P. *Cinética de Reactores*. Instituto Dan Beninson, Buenos Aires, (2008).
4. ARN. GUÍA AR 4: Diseño de reactores nucleares de investigación. Rev. 0, Buenos Aires, (2003)
5. Sanchez, R. Análisis de configuraciones del RA-6. Proyecto integrador carrera de Ing. Nuclear. Instituto Balseiro, San Carlos de Bariloche, (2009).
6. C.R. Calabrese, C. Grant. *Huemul—a two-dimensional multigroup collision probability code for general geometries*. *Annals of Nuclear Energy*, 1991, **18** (2): p. 63-73.
7. Grant, C. *Manual del sistema "Huemul" versión 4*. CNEA, Buenos Aires, (2013).
8. Grant. C. *Manual del sistema Puma. C versión 6*, Buenos Aires, (2011)
9. *WIMS Library Update Project*. Disponible en IAEA: <https://www-nds.iaea.org/wimsd/libdata.htm>
10. Guidebook, I.A.E.A. "Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels." *IAEA TECDOC-233* (1980).
11. Day, S. "SPERT IV D-12/25: Facility specification." *Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data*, (2015), Disponible en INIS-IAEA : http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:46046724
12. Day, S. "SPERT IV D-12/25: Benchmark specification." *Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data*, (2015). Disponible en INIS-IAEA: http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:46046725

6 Anexo

6.1 Especificaciones del reactor MTR (Capítulo II)

Tabla 6.1. Datos geométricos y de materiales del reactor tipo MTR de 10 MW

Parámetro	Valor
Altura activa del núcleo	60 cm
Sección transversal del EC	7,6 cm x 8,05 cm, con soporte 7,6 cm x 8,00 cm, sin soporte
Combustible (<i>meat</i>)	
Espesor	0,051 cm
Ancho	6,3 cm
Altura (Altura activa del núcleo)	60,0 cm
Vaina	
Material	Aluminio puro
Densidad	2,7 g/cm ³
Placa soporte	
Material	Aluminio puro
Espesor	0,475 cm
Nro. de placas por EC estándar	23 placas
Espesor de placas	0,127 cm
Nro. de placas por EC de control	17
Espesor de placas	0,127 cm
Especificaciones de los combustibles	
Enriquecimiento de ²³⁵ U	93%
Masa de de ²³⁵ U por EC (23 placas)	280 g
HEU Masa de de ²³⁵ U por placa	12,174 g
Concentración de uranio en UAIX-Al	
Sólo 235U y 238U en combustible fresco	
Enriquecimiento de ²³⁵ U	20%
Masa de de ²³⁵ U por EC (23 placas)	390 g
LEU Masa de de ²³⁵ U por placa	16,957 g
Concentración de uranio en UAIX-Al	72%
Sólo 235U y 238U en combustible fresco	

6.2 Input de HUEMUL para cálculo de celda (Capítulo II)

Input 6.1. Input ejemplo de HUEMUL para quemado de LEU

```
*****
*****      Funciones para la definicion de materiales      *****
*****
+ PROC carga_mat :L ;
+ LOCAL "elem LOCAL "p ;

+ MIENTRAS (cuenta :L) > 0 :

+   asigna "elem primero :L;
+   asigna "p primero sp :L ;
+   transf [asignar valores al parametro '] || :elem || [' *] ;
+   transf [canales :n1 al :n2 constante :p ,] ;

+   asigna "L sp sp :L ;
+   FINMIENTRAS;

+ FIN ;
*****
+ PROC material :n1 :n2 :L ;
+ LOCAL "dens LOCAL "temp ;

+ escribe "material || :n1 || :n2 || :L :

+ asigna "dens primero :L ;
+ asigna "temp primero sp :L ;

+   asignar valores al parametro 'DENSIDAD' *
+     canales :n1 al :n2 constante :dens ,
+   asignar valores al parametro 'TEMPERATURA' *
+     canales :n1 al :n2 constante :temp ,

+ carga_mat sp sp :L ;

+ FIN ;
```

```

*****
*****      Funciones para agrupar Titulos de huemul      *****
*****
*** Funcion para identificar la red y el reticulado

+ PROC archivos ;

* DEFINIR ARCHIVOS
usar archivo 'MAESTRO_QUEMADO' nombre 'MAESTRO_QUEMADO',
  identificar red 'QUEMADO',
  identificar reticulado 'QUEMADO' ;

+ FIN ; archivos

*****
*** Funcion para definir los materiales
+ PROC def_mat ;

+ asigna "combustible [6.1082 293]
+   || [[U 235] 14.40 [U 238] 57.60 [Al 27] 28.00] ;

+ asigna "vaina [2.7 293 [Al 27] 100 ] ;

+ asigna "agua [0.9983 293 [H 1] 11.11 [O 16] 88.89] ;

* ESTADO DEL REACTOR
+   material 1 1 :combustible ;
+   material 2 2 :vaina ;
+   material 3 3 :agua ;

+ FIN; def_mat
*****
*** Funcion para definir isotopos de la biblioteca
+ PROC biblio ;

* SECCIONES EFICACES DE BIBLIOTECA
  173 ISOTOPOS 3 especificaciones:
  'U 235 ' RESONANTE ,
  'U 238 ' RESONANTE ,
  'Pu 239 ' RESONANTE ,

```

```

archivo de biblioteca 'WC69E72.LIB' versión nueva ,
69 grupos de biblioteca ,

definir 1 microceldas de hasta 2 contornos en geometría slab :
microcelda 1 superficie 6.3 simetría 1 2 contornos 2 3 ,

+ FIN ; biblio

*****
*** Funcion para calcular el flujo
+ PROC flujos :POT ;

* PROBABILIDADES DE COLISION
distancias del archivo 'DGEOMBAR',

* FLUJOS
flujo anterior,
precision 1.0e-6,
iteraciones 5000 ;

* POTENCIAS

* CONDENSAR
condensar y calcular fugas y reevaluar flujos regiones 1 a 3 ,
normalizar a potencia :POT grabar ,

condensar a 2 grupos con estructura 45 69 imprimir secciones eficaces *
para PUMA regiones 1 a 3 ,

+ FIN ; flujos

*****
*** Funcion para quemar :DeltaT dias
+ PROC evolucionar :DELTAT :graba ;

* QUEMADO
173 ISOTOPOS 5 especificaciones :
'U 235 ' RESONANTE ,
'U 238 ' RESONANTE ,
'Pu 239 ' RESONANTE ,
'I 135 ' ESTACIONARIO ,
'Xe 135 ' ESTACIONARIO ,

```

```

archivo de biblioteca 'W173.BIB' versión nueva ,
69 grupos de biblioteca ,
densidad inicial :DENSIDAD ,
paso :DELTAT dias ,

+ SI :graba ENTONCES :
  grabar ,
+ FINCOND ;

  definir 1 microceldas de hasta 2 contornos en geometría slab :
  microcelda 1 superficie 6.3 simetría 1 2 contornos 2 3 ,

+ FIN ; evolucionar

*****
*** Funcion que evoluciona el quemado en :P

+ PROC calculo :P :SIGUE ;
  /* */ ,

+ LINEA escribe [ Potencia para 1 cm de espesor =] || :POT ;
+ hacer "DELTAT :P/214.063 ;
+ LINEA escribe [ DELTAT =] || :DELTAT ;

+ evolucionar :DELTAT :SIGUE ;

+ SI :SIGUE ENTONCES :
+ biblio ;
+ flujos :POT ;
+ FINCOND ;

+ LINEA LINEA ;
+ hacer "QM :QM + :P ;
+ tipear [Procesado hasta:] || :QM ;

* IMPRIMIR
parametros globales,
quemado valor medio,
parametro 'U 235 ' valor medio,
parametro 'U 236 ' valor medio,
parametro 'U 238 ' valor medio,
parametro 'Xe 135 ' valor medio,
parametro 'Sm 149 ' valor medio,

```

```

parametro 'Pu 239 ' valor medio,
parametro 'Pu 240 ' valor medio,
parametro 'Pu 241 ' valor medio,
parametro 'Pu 242 ' valor medio,
parametro 'Pu 242 A' valor medio,
+ FIN ;
*****
+ PROC leer_bib;
* LEER BIBLIOTECA
    cargar archivo 'WC69E72.LIB' -informar,
    cargar archivo 'W173.BIB' -informar,
+ FIN;
*****
+ hacer "DENSIDAD 6.1082*(0.1440+0.5760) ;
+ hacer "POT 10.0/(551*60);
+ hacer "QM 0.0 ;

+ archivos;
+ def_mat;
+ biblio ;
+ flujos :POT ;

+ calculo 0 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
+ calculo 9564 "VERDAD ;
* FIN DEL PROCESO

```

6.3 Especificaciones del reactor SPERT IV (Capítulo III)

Tabla 6.2. Descripción general del reactor

Parámetro	Valor
Tipo de reactor	MTR, de pileta abierta
Tipo de combustible	Placa con aleación de UAl y vaina de Al
Enriquecimiento	HEU (93%)
Columna de agua sobre el núcleo	5,5 m
Presión	Presión atmosférica
Temperatura nominal	Temperatura ambiente (~20°C)
Refrigerante	Agua liviana, circulación natural o forzada ascendente
Moderador	Agua liviana
Reflector	Agua liviana
Flujo calórico máximo	1 MW

Tabla 6.3. Especificaciones generales del núcleo

Parámetro	Valor
Forma del núcleo	25 EC en arreglo de 5x5
Tamaño de la cuadrícula (x)	7,62 cm nominal
Tamaño de la cuadrícula (y)	7,62 cm nominal
Altura activa del núcleo	61 cm
Tipo de combustible	Placa con aleación UAl y vaina de aluminio
Enriquecimiento	HEU (93%)
Refrigerante	Agua liviana
Moderador	Agua liviana
Reflector	Agua liviana
Recirculación	Circulación natural o forzada ascendente
Temperatura nominal de la pileta	Temperatura ambiente (~20°C)
Columna de agua sobre el núcleo	5,5 m
Sistema de control	Conjunto tenedor de 4 barras de control y una barra central transitoria.

Tabla 6.4. Especificaciones del elemento combustible normal

Parámetro	Valor
Tipo de EC	MTR
Geometría del ensamble	Rectangular
Enriquecimiento	93%
Nro. de pacas por ensamble	12
²³⁵ U/placa	14,0 ± 0,2 g
Dimensiones de la red	
Forma	Cuadrada
Dimensión x	0,762 cm
Dimensión y	0,762 cm
Vaina externa del EC	
Material	Al 6061
Forma	Cuadrada
Dimensión x	7,61 ± 0,02 cm
Dimensión y	7,61 ± 0,02 cm
Espesor	0,16 ± 0,02 cm
Altura (dimensión z)	70,1675 cm
Placa de combustible	
Espesor (dimensión x)	0,1524 cm
Ancho (dimensión y)	6,868 cm
Altura (dimensión z)	63,8175 cm
Vaina	
Material	Al 6061
Espesor (dimensión x)	0,0508 cm
Espacio combustible/vaina	Ninguno
Combustible (<i>meat</i>)	
Material	Aleación de UAl
Espesor (dimensión x)	0,0508 cm
Ancho (dimensión y)	6,223 cm
Altura (Altura activa del núcleo)	60,96 cm
Vaina lateral	
Material	Al 6061
Espesor (dimensión y)	0,3175 cm
Ancho (dimensión x)	7,295 cm
Altura (dimensión z)	60,69 cm
Distancia entre las superficies internas de las vainas laterales	6,660 cm
Tamaño del canal del refrigerante	
Interno	0,455 cm
Externo	0,229 cm

Tabla 6.5. Especificaciones del elemento de control y el absorbente

Parámetro	Valor
Nro. de placas de combustible por EC	6
Guía metálica	
Material	Al 6061
Espesor (dimensión x)	1,367 cm
Ancho (dimensión y)	6,660 cm
Espacio con agua entre guía y cuchilla	0,134 cm
Absorbente	
Material del veneno	Binal (aleación B-Al)
Material del seguidor	Al 6061
Espesor de la cuchilla (dimensión x)	0,7938 cm
Ancho de la cuchilla (dimensión y)	5,08 cm
Barra de control	
Nro. de barras de control (2 cuchillas/barra)	4
Posición del veneno	Superior
Altura del veneno (dimensión z)	83,5025 cm
Altura total (dimensión z)	147,955 cm
Barra transitoria	
Nro. de barras transitorias (2 cuchilla/barra)	1
Posición del veneno	Inferior
Altura del veneno (dimensión z)	64,4525 cm
Altura total (dimensión z)	153,035 cm

Tabla 6.6. Especificaciones del material del combustible

Isótopo	Densidad atómica nominal (átomo/b*cm)	Concentración isotópica en U p/p% (nominal)
²³⁵ U	1,86129E-3	93
²³⁸ U	1,20543E-4	6,1
²³⁴ U	1,20598E-5	0,6
²³⁶ U	5,97869E-6	0,3
²⁷ Al	5,47502E-2	-

Tabla 6.7. Especificaciones del material Al 6061

Isótopo	Densidad atómica nominal (átomos/b*cm)
²⁷ Al	5,86375E-02
Impurezas	
⁵⁰ Cr	2,46305E-06
⁵² Cr	4,74435E-05
⁵³ Cr	5,37908E-06
⁵⁴ Cr	1,33628E-06

⁶³ Cu	4,86710E-05
⁶⁵ Cu	2,16933E-05
⁵⁴ Fe	5,91022E-06
⁵⁶ Fe	9,34631E-05
⁵⁷ Fe	2,24181E-06
⁵⁸ Fe	2,85321E-07
²⁴ Mg	5,28426E-04
²⁵ Mg	6,68978E-05
²⁶ Mg	7,36545E-05
⁵⁵ Mn	2,21971E-05
²⁸ Si	3,20368E-04
²⁹ Si	1,62216E-05
³⁰ Si	1,07681E-05
⁴⁶ Ti	2,03753E-06
⁴⁷ Ti	1,85925E-06
⁴⁸ Ti	1,87963E-05
⁴⁹ Ti	1,40080E-06
⁵⁰ Ti	1,37534E-06
⁶⁴ Zn	1,51058E-05
⁶⁶ Zn	8,67183E-06
⁶⁷ Zn	1,27435E-06
⁶⁸ Zn	5,84380E-06
⁷⁰ Zn	1,86491E-07

Tabla 6.8. Especificaciones del material absorbente (binal)

Isótopo	Densidad atómica nominal (átomos/b*cm)
¹⁰ B	2,08E-3
¹¹ B	8,37E-3
C natural	2,61E-3
²⁷ Al	5,45E-2

6.4 Input de PUMA

Input 6.2. Input ejemplo de PUMA del primer mallado para cálculo del núcleo de SPERT IV

```
*****
****                                SPERT IV                                ****
*****
* DEFINIR ARCHIVOS
  abrir archivo 'MAESTRO1' *
  indice de 50 registros 60000 KBytes,
  identificar red 'SPERT1' ,
  identificar reticulado 'SPERT1' ,
  identificar tablas 'SPERT1' ;

* DEFINIR RETICULADO
  2 grupos ,
  6 canales,
  6 trozos ,
  nucleo hasta canal 3 ,
  nucleo desde el trozo 3 a 4 ;

* DEFINIR RED

DIMENSIONES :
  direccion X 20 planos ,
  direccion Y 20 planos ,
  direccion Z 35 planos ,
  6 trozos ,
  2 grupos ,
  6 canales ,
  784 regiones ,
  los canales cubren hasta 800 regiones ,
  los trozos cubren hasta 50 segmentos ;

RETICULADO DE CALCULO :
  DELTA X 46.316 6 3.81 24 46.316 29 ,
  DELTA Y 46.316 6 3.81 24 46.316 29 ,
  DELTA Z 45.0 4 3.75 8 3.81 24 3.75 28 45.0 31 100.0 35 ,
  TROZOS AXIALES 135.0 2 15.0 3 54.9 4 6.06 5 15.0 6 535.0 7 ;
```

***region 1 a 784

28 por 28 (X-Y) *

1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28 29
*

1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 24 25 26 27 28
29 ;

DEFINICION DE CANALES:

por coberturas:

***nucleo (elemento combustible)

1 *

264 1.0 265 1.0 266 1.0 267 1.0 268 1.0 269 1.0 *
292 1.0 293 1.0 294 1.0 295 1.0 296 1.0 297 1.0 *
318 1.0 319 1.0 322 1.0 323 1.0 326 1.0 327 1.0 *
346 1.0 347 1.0 350 1.0 351 1.0 354 1.0 355 1.0 *
374 1.0 375 1.0 376 1.0 377 1.0 380 1.0 381 1.0 *
382 1.0 383 1.0 402 1.0 403 1.0 404 1.0 405 1.0 *
408 1.0 409 1.0 410 1.0 411 1.0 430 1.0 431 1.0 *
434 1.0 435 1.0 438 1.0 439 1.0 458 1.0 459 1.0 *
462 1.0 463 1.0 466 1.0 467 1.0 488 1.0 489 1.0 *
490 1.0 491 1.0 492 1.0 493 1.0 516 1.0 517 1.0 *
518 1.0 519 1.0 520 1.0 521 1.0 * ,

*** EC de control (sin barras de control)

2 *

378 1.0 379 1.0 406 1.0 407 1.0 * ,

***EC de control (con barras de control)

3 *

320 1.0 321 1.0 324 1.0 325 1.0 348 1.0 349 1.0 *
352 1.0 353 1.0 432 1.0 433 1.0 436 1.0 437 1.0 *
460 1.0 461 1.0 464 1.0 465 1.0 * ,

***agua cercana

4 *

146 1.0 147 1.0 148 1.0 149 1.0 150 1.0 151 1.0 152 1.0 *
153 1.0 154 1.0 155 1.0 156 1.0 157 1.0 158 1.0 159 1.0 *
160 1.0 161 1.0 162 1.0 163 1.0 174 1.0 175 1.0 176 1.0 *
177 1.0 178 1.0 179 1.0 180 1.0 181 1.0 182 1.0 183 1.0 *
184 1.0 185 1.0 186 1.0 187 1.0 188 1.0 189 1.0 190 1.0 *
191 1.0 202 1.0 203 1.0 204 1.0 205 1.0 206 1.0 207 1.0 *
208 1.0 209 1.0 210 1.0 211 1.0 212 1.0 213 1.0 214 1.0 *

215 1.0 216 1.0 217 1.0 218 1.0 219 1.0 230 1.0 231 1.0 *
232 1.0 233 1.0 234 1.0 235 1.0 236 1.0 237 1.0 238 1.0 *
239 1.0 240 1.0 241 1.0 242 1.0 243 1.0 244 1.0 245 1.0 *
246 1.0 247 1.0 258 1.0 259 1.0 260 1.0 261 1.0 262 1.0 *
263 1.0 270 1.0 271 1.0 272 1.0 273 1.0 274 1.0 275 1.0 *
286 1.0 287 1.0 288 1.0 289 1.0 290 1.0 291 1.0 298 1.0 *
299 1.0 300 1.0 301 1.0 302 1.0 303 1.0 314 1.0 315 1.0 *
316 1.0 317 1.0 328 1.0 329 1.0 330 1.0 331 1.0 342 1.0 *
343 1.0 344 1.0 345 1.0 356 1.0 357 1.0 358 1.0 359 1.0 *
370 1.0 371 1.0 372 1.0 373 1.0 384 1.0 385 1.0 386 1.0 *
387 1.0 398 1.0 399 1.0 400 1.0 401 1.0 412 1.0 413 1.0 *
414 1.0 415 1.0 426 1.0 427 1.0 428 1.0 429 1.0 440 1.0 *
441 1.0 442 1.0 443 1.0 454 1.0 455 1.0 456 1.0 457 1.0 *
468 1.0 469 1.0 470 1.0 471 1.0 482 1.0 483 1.0 484 1.0 *
485 1.0 486 1.0 487 1.0 494 1.0 495 1.0 496 1.0 497 1.0 *
498 1.0 499 1.0 510 1.0 511 1.0 512 1.0 513 1.0 514 1.0 *
515 1.0 522 1.0 523 1.0 524 1.0 525 1.0 526 1.0 527 1.0 *
538 1.0 539 1.0 540 1.0 541 1.0 542 1.0 543 1.0 544 1.0 *
545 1.0 546 1.0 547 1.0 548 1.0 549 1.0 550 1.0 551 1.0 *
552 1.0 553 1.0 554 1.0 555 1.0 566 1.0 567 1.0 568 1.0 *
569 1.0 570 1.0 571 1.0 572 1.0 573 1.0 574 1.0 575 1.0 *
576 1.0 577 1.0 578 1.0 579 1.0 580 1.0 581 1.0 582 1.0 *
583 1.0 594 1.0 595 1.0 596 1.0 597 1.0 598 1.0 599 1.0 *
600 1.0 601 1.0 602 1.0 603 1.0 604 1.0 605 1.0 606 1.0 *
607 1.0 608 1.0 609 1.0 610 1.0 611 1.0 622 1.0 623 1.0 *
624 1.0 625 1.0 626 1.0 627 1.0 628 1.0 629 1.0 630 1.0 *
631 1.0 632 1.0 633 1.0 634 1.0 635 1.0 636 1.0 637 1.0 *
638 1.0 639 1.0 * ,

***agua lejana

5 *

1 1.0 2 1.0 3 1.0 4 1.0 5 1.0 6 1.0 7 1.0 8 1.0 9 1.0 *
10 1.0 11 1.0 12 1.0 13 1.0 14 1.0 15 1.0 16 1.0 17 1.0 *
18 1.0 19 1.0 20 1.0 21 1.0 22 1.0 23 1.0 24 1.0 25 1.0 *
26 1.0 27 1.0 28 1.0 29 1.0 30 1.0 31 1.0 32 1.0 33 1.0 *
34 1.0 35 1.0 36 1.0 37 1.0 38 1.0 39 1.0 40 1.0 41 1.0 *
42 1.0 43 1.0 44 1.0 45 1.0 46 1.0 47 1.0 48 1.0 49 1.0 *
50 1.0 51 1.0 52 1.0 53 1.0 54 1.0 55 1.0 56 1.0 57 1.0 *
58 1.0 59 1.0 60 1.0 61 1.0 62 1.0 63 1.0 64 1.0 65 1.0 *
66 1.0 67 1.0 68 1.0 69 1.0 70 1.0 71 1.0 72 1.0 73 1.0 *
74 1.0 75 1.0 76 1.0 77 1.0 78 1.0 79 1.0 80 1.0 81 1.0 *
82 1.0 83 1.0 84 1.0 85 1.0 86 1.0 87 1.0 88 1.0 89 1.0 *
90 1.0 91 1.0 92 1.0 93 1.0 94 1.0 95 1.0 96 1.0 97 1.0 *

98 1.0 99 1.0 100 1.0 101 1.0 102 1.0 103 1.0 104 1.0 *
105 1.0 106 1.0 107 1.0 108 1.0 109 1.0 110 1.0 111 1.0 *
112 1.0 113 1.0 114 1.0 115 1.0 116 1.0 117 1.0 118 1.0 *
119 1.0 120 1.0 121 1.0 122 1.0 123 1.0 124 1.0 125 1.0 *
126 1.0 127 1.0 128 1.0 129 1.0 130 1.0 131 1.0 132 1.0 *
133 1.0 134 1.0 135 1.0 136 1.0 137 1.0 138 1.0 139 1.0 *
140 1.0 141 1.0 142 1.0 143 1.0 144 1.0 145 1.0 164 1.0 *
165 1.0 166 1.0 167 1.0 168 1.0 169 1.0 170 1.0 171 1.0 *
172 1.0 173 1.0 192 1.0 193 1.0 194 1.0 195 1.0 196 1.0 *
197 1.0 198 1.0 199 1.0 200 1.0 201 1.0 220 1.0 221 1.0 *
222 1.0 223 1.0 224 1.0 225 1.0 226 1.0 227 1.0 228 1.0 *
229 1.0 248 1.0 249 1.0 250 1.0 251 1.0 252 1.0 253 1.0 *
254 1.0 255 1.0 256 1.0 257 1.0 276 1.0 277 1.0 278 1.0 *
279 1.0 280 1.0 281 1.0 282 1.0 283 1.0 284 1.0 285 1.0 *
304 1.0 305 1.0 306 1.0 307 1.0 308 1.0 309 1.0 310 1.0 *
311 1.0 312 1.0 313 1.0 332 1.0 333 1.0 334 1.0 335 1.0 *
336 1.0 337 1.0 338 1.0 339 1.0 340 1.0 341 1.0 360 1.0 *
361 1.0 362 1.0 363 1.0 364 1.0 365 1.0 366 1.0 367 1.0 *
368 1.0 369 1.0 388 1.0 389 1.0 390 1.0 391 1.0 392 1.0 *
393 1.0 394 1.0 395 1.0 396 1.0 397 1.0 416 1.0 417 1.0 *
418 1.0 419 1.0 420 1.0 421 1.0 422 1.0 423 1.0 424 1.0 *
425 1.0 444 1.0 445 1.0 446 1.0 447 1.0 448 1.0 449 1.0 * ,

6 *

450 1.0 451 1.0 452 1.0 453 1.0 472 1.0 473 1.0 474 1.0 *
475 1.0 476 1.0 477 1.0 478 1.0 479 1.0 480 1.0 481 1.0 *
500 1.0 501 1.0 502 1.0 503 1.0 504 1.0 505 1.0 506 1.0 *
507 1.0 508 1.0 509 1.0 528 1.0 529 1.0 530 1.0 531 1.0 *
532 1.0 533 1.0 534 1.0 535 1.0 536 1.0 537 1.0 556 1.0 *
557 1.0 558 1.0 559 1.0 560 1.0 561 1.0 562 1.0 563 1.0 *
564 1.0 565 1.0 584 1.0 585 1.0 586 1.0 587 1.0 588 1.0 *
589 1.0 590 1.0 591 1.0 592 1.0 593 1.0 612 1.0 613 1.0 *
614 1.0 615 1.0 616 1.0 617 1.0 618 1.0 619 1.0 620 1.0 *
621 1.0 640 1.0 641 1.0 642 1.0 643 1.0 644 1.0 645 1.0 *
646 1.0 647 1.0 648 1.0 649 1.0 650 1.0 651 1.0 652 1.0 *
653 1.0 654 1.0 655 1.0 656 1.0 657 1.0 658 1.0 659 1.0 *
660 1.0 661 1.0 662 1.0 663 1.0 664 1.0 665 1.0 666 1.0 *
667 1.0 668 1.0 669 1.0 670 1.0 671 1.0 672 1.0 673 1.0 *
674 1.0 675 1.0 676 1.0 677 1.0 678 1.0 679 1.0 680 1.0 *
681 1.0 682 1.0 683 1.0 684 1.0 685 1.0 686 1.0 687 1.0 *
688 1.0 689 1.0 690 1.0 691 1.0 692 1.0 693 1.0 694 1.0 *
695 1.0 696 1.0 697 1.0 698 1.0 699 1.0 700 1.0 701 1.0 *
702 1.0 703 1.0 704 1.0 705 1.0 706 1.0 707 1.0 708 1.0 *

```

709 1.0 710 1.0 711 1.0 712 1.0 713 1.0 714 1.0 715 1.0 *
716 1.0 717 1.0 718 1.0 719 1.0 720 1.0 721 1.0 722 1.0 *
723 1.0 724 1.0 725 1.0 726 1.0 727 1.0 728 1.0 729 1.0 *
730 1.0 731 1.0 732 1.0 733 1.0 734 1.0 735 1.0 736 1.0 *
737 1.0 738 1.0 739 1.0 740 1.0 741 1.0 742 1.0 743 1.0 *
744 1.0 745 1.0 746 1.0 747 1.0 748 1.0 749 1.0 750 1.0 *
751 1.0 752 1.0 753 1.0 754 1.0 755 1.0 756 1.0 757 1.0 *
758 1.0 759 1.0 760 1.0 761 1.0 762 1.0 763 1.0 764 1.0 *
765 1.0 766 1.0 767 1.0 768 1.0 769 1.0 770 1.0 771 1.0 *
772 1.0 773 1.0 774 1.0 775 1.0 776 1.0 777 1.0 778 1.0 *
779 1.0 780 1.0 781 1.0 782 1.0 783 1.0 784 1.0 * ,

```

* DEFINIR TABLAS

2 grupos, reservar 600000 palabras, hasta 5 tablas ,
formato PUMA ,
combustible hasta tabla 3 ;
espectro de fisión:

1 0

***** TABLA 1

tabla 'COMBUSTIBLE ' ,

leer tabla:

0.0

1.48232E+00	2.64582E-01	2.12451E-03	2.73913E-02	2.75548E-04
6.86987E-02	2.71520E-03	1.12847E-01	1.16924E-03	4.88849E-02

***** TABLA 2

tabla 'ABSORBENTE ' ,

leer tabla:

0.0

1.54362E+00	3.02282E-01	1.08155E-02	1.95084E-02	3.47509E-04
1.43094E-01	1.40869E-03	6.48305E-02	6.07065E-04	2.80843E-02

***** TABLA 3

tabla 'SIN ABSORBENTE ' ,

leer tabla:

0.0

1.59245E+00	3.38747E-01	1.30031E-03	2.18779E-02	2.08709E-04
4.09494E-02	1.40501E-03	5.63462E-02	6.05239E-04	2.44089E-02

***** TABLA 4

tabla 'AGUAC ' ,

leer tabla:

0.0

1.22135E+00 1.54969E-01 4.99388E-04 5.65340E-02 9.04497E-05

1.86348E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00

***** TABLA 5 - 28.02.17

tabla 'AGUAL ' ,

leer tabla:

0.0

1.30775E+00 1.50571E-01 5.82363E-04 5.59914E-02 3.38493E-05

1.90096E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00

* ESTADO DEL REACTOR

asignar valores a los materiales para todo el reactor *

canales 1 a 5 trozos 1 a 6 :

5 4 1 1 4 5

5 4 3 3 4 5

5 4 3 2 4 5

5 4 4 4 4 5

5 5 5 5 5 5 ;

* SECCIONES EFICACES

* SECCIONES EFICACES PARA LA RED

* CONSTANTES DE MALLA

* FLUJOS

10000 ITERACIONES, BETA 1.60 ,

PRECISION KEFECTIVO 1.0e-06 , PRECISION FLUJO 1.0e-06 ,

imprimir iteraciones espaciales ;

* POTENCIAS

* IMPRIMIR

parametros globales,

* FIN DEL PROCESO