

**“CÁLCULO DEL CALOR DE DECAIMIENTO DE LA CENTRAL  
NUCLEAR EMBALSE CONSIDERANDO UNA DISTRIBUCIÓN  
ESPACIAL DE POTENCIA Y QUEMADO”**

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

Alumno: Fernando Arizmendi  
Director: José Manuel Fink  
Co-director: Facundo Khatchikian



**UNSAM**  
UNIVERSIDAD  
NACIONAL DE  
SAN MARTÍN

## ÍNDICE GENERAL

<b>RESUMEN</b>	<b>4</b>
<b>1 INTRODUCCIÓN</b>	<b>5</b>
<b>2 DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE EMBALSE</b>	<b>8</b>
<b>3 PROGRAMAS Y MODELOS DE CÁLCULO</b>	<b>11</b>
<i>3.1 Programa principal</i>	<i>11</i>
<b>3.1.1 ORIGEN-S</b>	<b>11</b>
<i>3.2 Programas auxiliares</i>	<i>13</i>
<b>3.2.1 armar_entradas_O_S</b>	<b>14</b>
<b>3.2.2 CdD_OS</b>	<b>14</b>
<b>3.2.3 suma_calores</b>	<b>15</b>
<b>4 METODOLOGÍA E HIPÓTESIS REALIZADAS</b>	<b>17</b>
<i>4.1 Cálculos de calor de decaimiento para distintas combinaciones de potencia y quemado</i>	<i>17</i>
<i>4.2 Creación de base de datos de calores de decaimiento</i>	<i>17</i>
<i>4.3 Cálculo del calor de decaimiento de núcleos con distribuciones representativas de potencia y quemado de la CNE</i>	<i>18</i>
<b>5 RESULTADOS OBTENIDOS</b>	<b>21</b>
<i>5.1 Efectos del quemado y de la potencia de irradiación sobre el calor de decaimiento en el tiempo</i>	<i>21</i>
<i>5.2 Variación del calor de decaimiento del núcleo de la CNE con distribuciones representativas de potencia y quemado</i>	<i>30</i>
<b>6 CONCLUSIONES</b>	<b>37</b>
<b>REFERENCIAS</b>	<b>39</b>
<b>APÉNDICE A: Programas utilitarios</b>	<b>40</b>

# AGRADECIMIENTOS

En primer lugar quiero expresar mi agradecimiento a José Fink por haberme dado la posibilidad de trabajar en NA-SA. Es a él y a la empresa a quienes agradezco la oportunidad de continuar con mi formación académica realizando la Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible en el Instituto Dan Beninson.

También a José y a Facundo Khatchikian por haber dirigido y supervisado esta tesina, que representa la finalización de estos estudios, respondiendo siempre con muy buena predisposición todas las preguntas que fueron surgiendo.

A todos los compañeros del Departamento de Física y Análisis, y a Yoli, gracias por la buena onda de todos los días.

A mis compañeros de curso, a los docentes, al personal administrativo, a los directivos y a todos los que trabajan en el Instituto Dan Beninson: muchas gracias.

Por último pero no menos importante, agradezco a mi familia y mis amigos por el apoyo de siempre.

**Fernando Arizmendi**  
**Mayo 2010**

## RESUMEN

Una central nuclear genera energía eléctrica a partir del calor generado por reacciones nucleares; principalmente la fisión. Esta es una reacción probabilística y genera un abanico muy grande de productos de fisión. La mayor parte de éstos son nucleidos inestables que decaen hacia otros nucleidos liberando calor de decaimiento. La rapidez con la que decaen depende exclusivamente del producto de fisión en particular y van desde fracciones de segundo hasta miles de años después de la reacción de fisión.

En este trabajo nos proponemos estudiar el calor de decaimiento de un elemento combustible tipo CANDU sometido a distintas potencias de irradiación y a distintos quemados para conocer en detalle los comportamientos del mismo. A su vez, se armará una base de datos con el calor de decaimiento en función de la potencia y quemado para luego, a partir de configuraciones típicas de quemado obtenidas de los registros de operación de la CNE, ser capaces de calcular el calor generado en todo el núcleo del reactor.

Cálculos como este último ya se han hecho pero, en el caso de la CNE, nunca considerando una distribución espacial de potencias y quemados sino que sólo tomando valores medios. Por lo tanto, para evaluar la consistencia, se compararán los resultados obtenidos con los calculados previamente y también con el informe realizado por la empresa diseñadora: "CANDU Channel Decay Power", informe AECL-5704, enero 1977.

# 1 INTRODUCCIÓN

Una de las características distintivas de las centrales nucleares respecto de otro tipo de centrales térmicas es la inevitable generación de calor dentro del núcleo por largos períodos de tiempo, incluso después del apagado del reactor. Esta diferencia tiene lugar debido a la fisión nuclear; propiedad fundamental y principal fuente generadora de energía de los reactores nucleares.

Cuando un neutrón se encuentra con el núcleo de un material fisible, generalmente  $^{235}\text{U}$  o  $^{239}\text{Pu}$ , existe una probabilidad de que se produzca la reacción de fisión. En este proceso, en el cual el núcleo del isótopo fisible se divide en dos o tres fragmentos, se liberan neutrones, radiación y una gran cantidad de energía. Es esta energía en forma de calor, la que se aprovecha en las centrales nucleares de potencia a través de distintos sistemas de refrigeración según el modelo de reactor, para el funcionamiento de turbinas responsables de generar energía mecánica. Finalmente, mediante un generador conectado en serie con las turbinas, se obtiene el producto final de este tipo de centrales: energía eléctrica.

Como se puede ver, a partir de haber generado el vapor para el movimiento de las turbinas, una central nuclear no difiere apreciablemente de una central térmica convencional. La diferencia está en el origen de dicho calor: las reacciones nucleares. La población de neutrones en el núcleo del reactor es proporcional al número de fisiones y, como cada fisión genera aproximadamente la misma energía, también es proporcional a la potencia del mismo. Entonces para mantener la potencia constante es preciso que uno de los neutrones producidos en cada fisión sea capaz de provocar otra fisión.

Si el sistema se encuentra en esta situación, se dice que la reacción es *autosostenida* y que el reactor se encuentra en estado *crítico*. Si la población de neutrones es cada vez menor, es decir que cada vez se producen menos fisiones, se define al sistema como *subcrítico*. Por el contrario, si la población de neutrones crece con el tiempo, la potencia sigue la misma tendencia. En este caso, el reactor está en estado *supercrítico*.

Estos estados se regulan a través de distintos sistemas. El de mayor importancia son las barras de control que están compuestas por materiales absorbedores de neutrones -venenos neutrónicos- las cuales se introducen en el núcleo si se quiere disminuir la población de neutrones y consecuentemente la potencia del mismo, y se extraen si se quiere lograr el efecto contrario.

Como muchas industrias, las centrales nucleares están compuestas por máquinas, estructuras y sistemas que requieren cierto mantenimiento. Para realizar algunas tareas de mantenimiento, debido a la gran intensidad de radiación que emite el núcleo en funcionamiento, es necesario hacerlo con el reactor parado. Esto significa, según el modelo de reactor, que las barras de control tienen que estar inmersas dentro del núcleo en su totalidad o, en el caso de la CNE, que se haya inyectado una cantidad adecuada de un veneno neutrónico (se usa una sal de Gd) al sistema moderador, para que la población de neutrones sea mínima y se asegure el apagado del reactor.

Igualmente, a pesar de la ausencia de fisiones, dentro del núcleo del reactor se sigue generando calor a partir de los decaimientos de los actínidos y de los productos de fisión. Este calor, si bien es considerablemente más bajo que el producido cuando el reactor está en operación normal (aproximadamente un 6% del total al comienzo de la parada), necesita ser removido continuamente.

Entonces, desde el punto de vista de la seguridad nuclear, es importante conocer la cantidad de calor generado en estos casos para asegurar que la refrigeración, teniendo en cuenta criterios de seguridad conservadores, sea adecuada y así evitar potenciales accidentes o deterioros en las estructuras.

En este trabajo se estudia el calor de decaimiento producido por los productos de fisión y actínidos dentro del núcleo de la Central Nuclear Embalse en una situación de parada típica. Para realizar un análisis detallado del problema se tienen en cuenta las diferentes potencias de irradiación dependiendo de la ubicación geométrica de cada elemento combustible y sus quemados, función de la potencia y el tiempo de irradiación de cada elemento.

La herramienta con la cual se hicieron los cálculos para obtener los calores de decaimiento es el programa cero dimensional ORIGEN-S. Este programa, explicado en detalle más adelante y que posee bibliotecas especiales para los reactores tipo CANDU, calcula el inventario radiactivo y los calores de decaimiento para un elemento combustible a partir de una composición

inicial, correspondientes a la potencia de irradiación y quemado ingresados, en función del tiempo de decaimiento.

Para evaluar la consistencia, los resultados obtenidos fueron comparados con cálculos del mismo problema en donde se tomaron valores medios de potencia y quemado para todos los elementos combustibles, y también con los valores proyectados en el diseño del reactor.

Con el objetivo de entender bien el problema propuesto, realizamos también un estudio de las diferencias entre distintas condiciones de potencias de irradiación y quemados en un elemento combustible aislado.

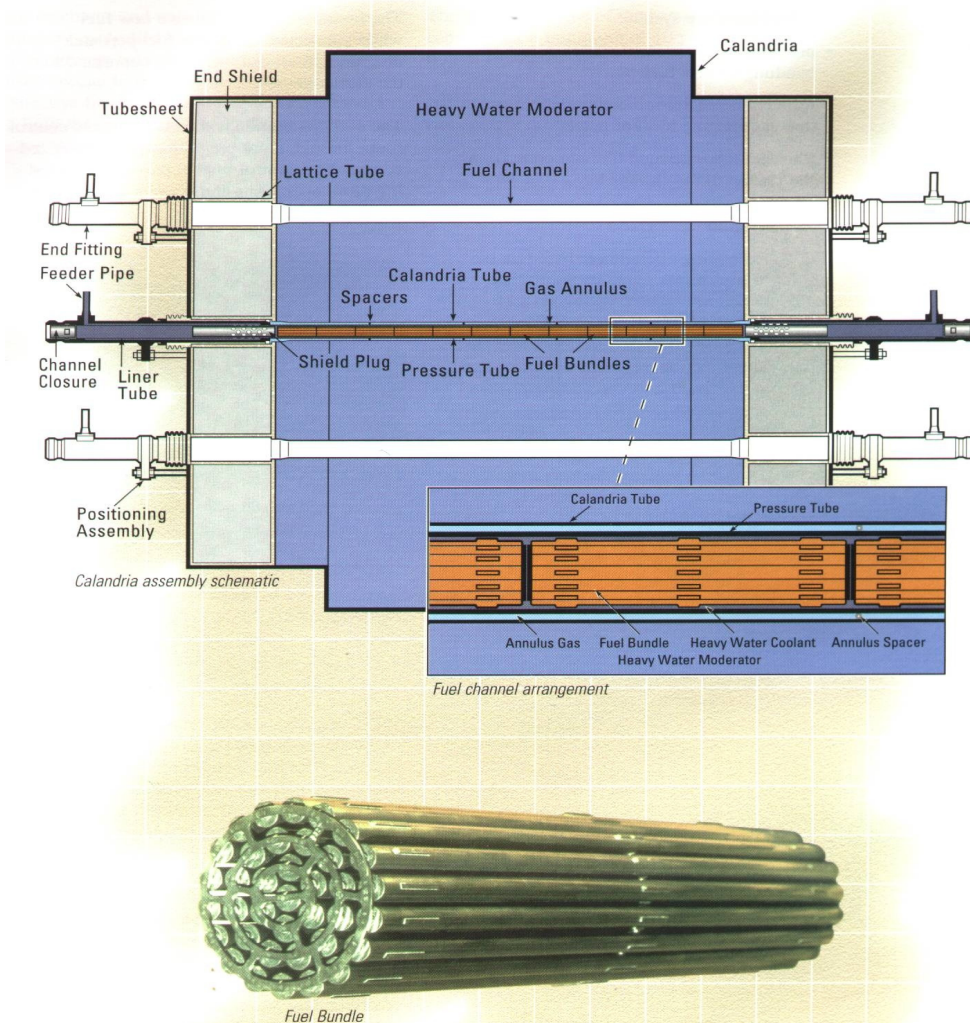
## 2 CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

En el año 1984, en la ciudad de Embalse, situada en la costa sur del Embalse del Río Tercero, Córdoba, entró en servicio comercial la segunda central nuclear generadora de energía de Argentina [1], la Central Nuclear Embalse (CNE). A diferencia de la primera central instalada en el país, Atucha I, desarrollada por Siemens, de origen alemán, la CNE es un reactor de tipo CANDU (*CANada Deuterium Uranium*) y fue diseñada por la empresa canadiense AECL (*Atomic Energy of Canada Limited*).

Este reactor, como su nombre lo indica, utiliza agua pesada como moderador y uranio natural como combustible. El diseño del mismo tiene la particularidad de tener al eje longitudinal del núcleo en sentido horizontal. El mismo está compuesto por 380 canales o tubos de presión, contenidos dentro de un recipiente de calandria, cada uno de los cuales contiene 12 elementos combustibles. Cada elemento está formado por 37 tubos de zircaloy de aproximadamente 50 cm de longitud, que contienen cilindros de  $UO_2$  natural de 0,6 cm de radio. En la figura 1 se puede ver un esquema del reactor y sus componentes; y una imagen de un elemento combustible. El total de elementos combustibles es 4560. La potencia eléctrica bruta de la central es de 648 MW que provienen de una energía de fisión de 2115,9 MW. El refrigerante que se utiliza también es agua pesada y circula por los canales combustibles dentro de tubos de presión. Estas características sitúan a los reactores tipo CANDU dentro de los PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactors*). En la figura 2 se muestra un esquema de la central con las principales componentes.

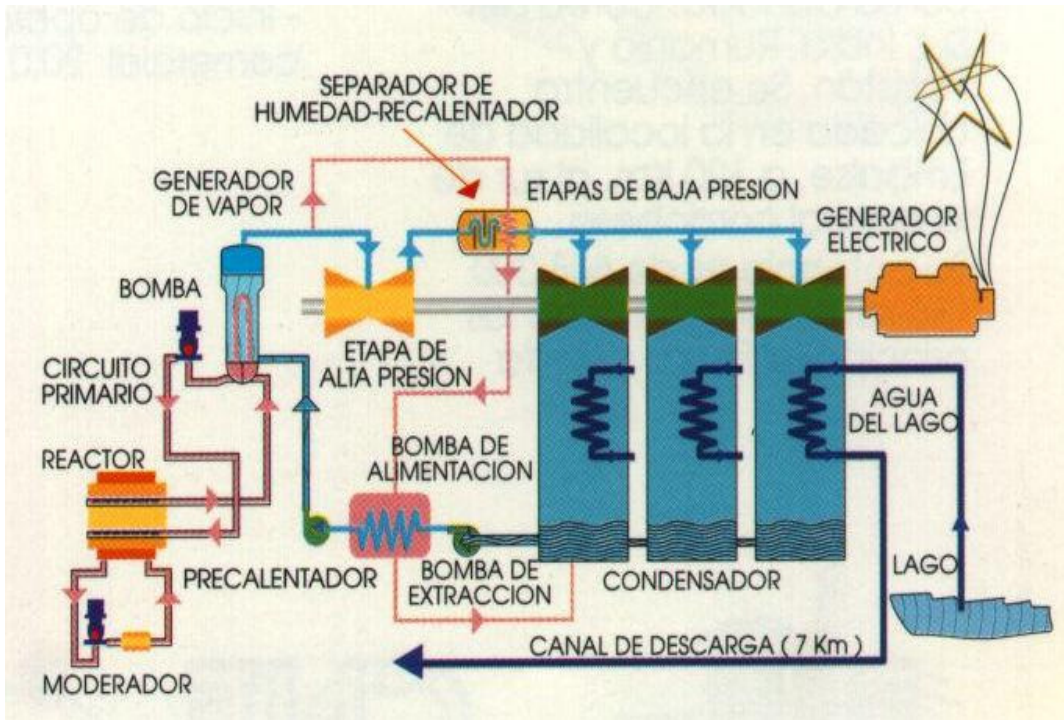
Una de las particularidades de los PHWR es que se realiza el recambio de combustibles con el reactor en operación. En promedio, se renuevan cerca de 2 canales combustibles por día donde cada maniobra consiste en el remplazo de 8 de los 12 elementos combustibles de un canal. Los 4 elementos que se conservan en operación son trasladados de un extremo al otro del canal, modificando sus potencias de irradiación. Es esta gestión de combustibles, sumada a la inhomogeneidad del flujo neutrónico, la que provoca que los distintos elementos combustibles tengan variaciones en sus potencias de irradiación y quemados a lo largo del tiempo.

Sabiendo la potencia térmica total y el número de elementos combustibles, se puede determinar la potencia media de irradiación de cada uno. Si se conoce también el flujo neutrónico y la composición de los elementos combustibles se pueden calcular las diferentes cadenas de decaimiento que se van formando; y con esto, se pueden conocer los productos de fisión y actínidos generados con sus respectivas potencias de decaimiento.



## EL REACTOR Y SU COMBUSTIBLE

**Figura 1:** Corte del reactor de la CNE con sólo 3 canales combustibles, y detalle de un canal mostrando en corte los tubos de calandria y presión con los elementos combustibles en el interior.



**Figura 2:** Esquema de la Central Nuclear de Embalse. Se pueden ver las distintas etapas de la transferencia de calor desde el reactor hasta la generación de energía eléctrica con los correspondientes sistemas de refrigeración.

# 3 PROGRAMAS Y MODELOS DE CÁLCULO

## 3.1 Programa principal

### 3.1.1 ORIGEN-S

El código computacional ORIGEN-S (*Oak Ridge Isotope GENERation*) es un módulo dentro del sistema de códigos SCALE desarrollado por ORNL (*Oak Ridge National Laboratory*) [2]. Este programa, que puede ser utilizado tanto siendo llamado desde un módulo de control o corrido como un programa independiente, computa concentraciones dependientes del tiempo y términos de fuente de radiación de un gran número de isótopos, que son generados y/o eliminados simultáneamente a través de transmutaciones neutrónicas, fisiones y decaimientos radiactivos.

Las principales áreas de aplicación de este programa son: reactores nucleares, estudios de diseño de plantas procesadoras y de transporte y almacenamiento de combustible gastado, evaluaciones de quemado, análisis de inventario radiactivo y calor de decaimiento para la seguridad nuclear, y para el estudio de la activación de materiales sometidos a un flujo de neutrones.

La base del problema teórico que se resuelve dentro del código es la determinación de la dependencia temporal de la concentración de nucleidos. En particular, se desarrollan las soluciones para la siguiente ecuación:

$$\frac{dN_i}{dt} = \text{tasa de formación} - \text{tasa de destrucción} - \text{tasa de decaimiento}, \quad (1)$$

donde  $N_i$  es la concentración del nucleido  $i$ . Más explícitamente, podemos escribir la misma ecuación considerando un medio homogéneo conteniendo un flujo neutrónico  $\phi$  promediado en el espacio y el tiempo, con  $\sigma_f$  y  $\sigma_c$  siendo las secciones eficaces que representan las probabilidades de reacción de fisión y captura respectivamente, de la siguiente manera:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ij} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi + \sum_k \lambda'_k N_k - \sigma_{f,i} N_i \phi - \sigma_{c,i} N_i \phi - \lambda_i N_i, \quad (2)$$

donde  $i, j=1, \dots, M$ ; y siendo  $M$  la cantidad total de nucleidos,  $\gamma_{ij}$  los coeficientes que representan la fracción de un nucleido  $i$  que se produce a partir de una fisión del nucleido  $j$ , y  $\lambda'_k$  son las constantes de decaimiento de nucleidos  $k$ ; siendo  $k$  un índice que recorre los nucleidos que decaen a  $N_i$ .  $\lambda_i$ , por otro lado, es la constante de decaimiento del nucleido  $i$ .

En definitiva, los términos de la parte derecha de la igualdad tienen los siguientes significados:

$\sum_j \gamma_{ij} \sigma_{f,j} N_j \phi$  : tasa de formación de  $N_i$  debido a la fisión de todos los nucleidos  $N_j$ .

$\sigma_{c,i-1} N_{i-1} \phi$  : tasa de transmutación a  $N_i$  debido a captura neutrónica del nucleido  $N_{i-1}$ .

$\sum_k \lambda'_k N_k$  : tasa de formación de  $N_i$  debido al decaimiento radiactivo de nucleidos  $N_k$ .

$\sigma_{f,i} N_i \phi$  : tasa de destrucción de  $N_i$  debido a su fisión.

$\sigma_{c,i} N_i \phi$  : tasa de destrucción de  $N_i$  debido a todas las otras formas de absorción neutrónica.

$\lambda_i N_i$  : tasa de decaimiento radiactivo de  $N_i$ .

Las aproximaciones realizadas por el programa consisten en considerar constante al flujo sobre un intervalo de tiempo suficientemente pequeño. También se asume que las secciones eficaces neutrónicas macroscópicas ponderadas según el flujo pueden ser consideradas constantes sobre el mismo intervalo de tiempo. Estas aproximaciones son necesarias para tratar a la ecuación (2) como una ecuación diferencial lineal de primer orden.

Entonces, según este modelo analítico, para todos los nucleidos  $N_i$ , la ecuación (2) representa un conjunto de ecuaciones diferenciales lineales y homogéneas de primer orden con coeficientes constantes. Luego, podemos reemplazar la ecuación (2) por la siguiente expresión

$$\dot{\bar{N}} = \bar{A} \cdot \bar{N} \tag{3}$$

donde  $\bar{N}$  es un vector cuyos componentes son las concentraciones de los nucleidos y  $\bar{A}$  es la matriz de transición que contiene los coeficientes de cambio por decaimientos radiactivos y absorciones neutrónicas. La solución de esta ecuación es

$$\bar{N} = \exp(\bar{A}t) \cdot \bar{N}(0) \tag{4}$$

donde  $\bar{N}(0)$  es el vector de concentraciones de nucleidos iniciales.

De manera análoga al desarrollo de una función exponencial regular, la exponencial de una matriz se puede expresar como

$$e^{\bar{A}t} = \bar{I} + \bar{A}t + \frac{(\bar{A}t)^2}{2} + \dots = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{(\bar{A}t)^m}{m!} \quad (5)$$

donde  $\bar{I}$  es la matriz identidad. Las ecuaciones (4) y (5) constituyen el método de la matriz exponencial y brindan una solución completa al problema. Sin embargo, en circunstancias relacionadas con limitaciones de precisión computacional resulta imposible generar valores exactos. Para superar estos detalles, el programa utiliza distintos métodos y técnicas iterativas [2].

La mayor fuente de incerteza en los resultados de ORIGEN-S proviene de las incertezas en los valores de secciones eficaces. Éstas están atribuidas a errores de medición, procesamiento de secciones eficaces utilizando espectros ponderados apropiados para las condiciones representativas del reactor y el hecho de que la variación temporal de las secciones eficaces esté representada en ORIGEN-S como un modelo discreto. Las bibliotecas utilizadas están basadas en las evaluaciones ENDF/B-VI, validadas mediante comparación con mediciones de calor de decaimiento [3].

En el caso particular de este trabajo, el objetivo de la utilización de este código es la irradiación del combustible de la CNE a diferentes potencias, durante distintos tiempos. Luego de la irradiación se deja evolucionar al sistema un tiempo determinado para observar el calor de decaimiento generado en cada una de estas condiciones, analizando, en cada caso, las diferencias en la disminución de las curvas y los principales nucleidos responsables de la generación de calor.

Para todos los casos se utilizó la biblioteca de secciones eficaces ORIGEN-S dependientes del quemado para la caracterización de combustible de reactores CANDU (*CANDULIB-AECL*).

### ***3.2 Programas auxiliares***

La totalidad de los códigos utilitarios fueron programados en lenguaje FORTRAN 90 y compilados con el compilador *Compaq Visual F90 versión 6.6c*.

En la programación se utilizó una estructura modular con funciones específicas en forma de subrutinas.

### **3.2.1 armar\_entradas\_O\_S**

El código *armar\_entradas\_O\_S* crea entradas de ORIGEN-S que modelan los elementos combustibles de uranio natural de la CNE combinando valores de potencia y quemado, y luego ejecutando cada uno de los casos, obteniendo como resultado las salidas correspondientes.

Este código lee de un archivo los distintos valores de potencia y quemado, los cuales son combinados todos con todos y sirven, junto con una entrada base, para la generación de las entradas de ORIGEN correspondientes a las distintas combinaciones de potencia y quemado. El mismo programa, además de crearlas, corre los casos de ORIGEN generados y, por lo tanto, da automáticamente como resultado todas las salidas respectivas.

La entrada base de ORIGEN corresponde a un caso de combustible tipo CANDU sometido a una potencia de irradiación de 50 kW durante un tiempo tal que el quemado total del mismo sea de 10 MWd/tU (MegaWatt día por tonelada de uranio). Para continuar el período de irradiación, esta entrada tiene 8 ciclos de decaimiento, en los cuales transcurren 380 días. Para la obtener las entradas buscadas, se van modificando los parámetros correspondientes a la potencia y los tiempos de irradiación. Cada entrada tiene distinta cantidad de ciclos de irradiación dependiendo de los quemados logrados. Esta discriminación en ciclos tiene lugar debido a que se utilizan diferentes bibliotecas según el intervalo de quemado. Las etapas de decaimiento son idénticas para todos los casos.

Resumiendo la información operativa, los datos de ingreso son: el archivo con las bases de potencia y quemado a calcular y el archivo modelo de entrada de ORIGEN-S. Y como salida se obtienen las entradas de ORIGEN con las potencias y quemados correspondientes y sus respectivas salidas.

### **3.2.2 CdD\_OS**

El código *CdD\_OS* (calor de decaimiento con ORIGEN-S) parte de las salidas de ORIGEN-S obtenidas de *armar\_entradas\_O\_S* y arma una base de datos compacta con información específica de calores de decaimiento a los valores de potencias y quemados respectivos.

Los datos de calores de decaimiento en la salida de ORIGEN-S están divididos según su origen sea de los productos de fisión o de los actínidos generados y también según el ciclo de decaimiento correspondiente. Cada ciclo de decaimiento, a su vez, está dividido en 10 puntos temporales. A cada punto le corresponde un valor de calor de decaimiento determinado.

Entonces, este programa busca las contribuciones de los actínidos y de los productos de fisión y los suma para cada tiempo. De esta forma, conociendo la potencia de irradiación y el quemado de cada uno de los archivos de salida de ORIGEN, se puede armar la base de datos deseada.

En conclusión, la base de datos obtenida es un archivo de texto con columnas que corresponden a la potencia, el quemado y los calores de decaimiento totales para cada uno de los tiempos de cada ciclo; en el orden de mención. Los datos de entrada son las salidas de ORIGEN obtenidas previamente con *armar\_entradas\_O\_S*.

### 3.2.3 suma\_calores

La base de datos compacta con los calores de decaimiento totales correspondientes a cada valor de potencia, quemado y tiempo se utiliza para que, a partir de una distribución real de potencias y quemados de la CNE en una condición de parada típica, se puedan interpolar los valores correspondientes. Así se logra un cálculo detallado del calor de decaimiento del núcleo considerando una distribución espacial tanto de quemado como de potencia.

El programa utilitario *suma\_calores*, a partir de una distribución de potencias y quemados en el núcleo de un reactor, busca los valores de calor de decaimiento correspondientes interpolando la base de datos obtenida con *CdD\_OS*. Luego, suma todos los valores y así obtiene el valor total de calor de decaimiento del núcleo en función del tiempo.

Dado que para distintos valores de quemado el calor de decaimiento presenta una forma convexa y con mucha variación para quemados pequeños, si se interpola de manera lineal se estaría aproximando por defecto y no sería correcto desde el punto de vista de los criterios de la seguridad nuclear. Entonces, para interpolar en esta variable se utiliza una rutina especial llamada *Akima* [4], que utiliza un método de interpolación cúbica

utilizando *splines*. La interpolación en potencia, por otro lado, se realiza de manera lineal.

Si bien el rango utilizado cubre la mayor parte de los datos, hay algunos combustibles muy frescos que no llegan al quemado mínimo propuesto (10MWd/tU). Incluso puede haber algunos recién colocados en el reactor, entonces, en estos casos, se extrapola de manera lineal.

## 4 METODOLOGÍA E HIPÓTESIS REALIZADAS

El objetivo principal de este trabajo consiste en el cálculo del calor de decaimiento de la CNE en una situación de parada típica. Es fundamental el conocimiento de este calor generado en el núcleo del reactor para una correcta y segura refrigeración del mismo. Este cálculo ya se ha realizado anteriormente, tomando una potencia de irradiación promediada como la potencia térmica total sobre la cantidad de elementos combustibles dentro del núcleo y donde para el quemado también se tomó un valor promedio teniendo en cuenta el quemado de extracción de los elementos combustibles. En este informe se trata el mismo problema pero considerando una distribución espacial de potencia y quemado.

### *4.1 Cálculos de calor de decaimiento para distintas combinaciones de potencia y quemado*

El primer paso en este trabajo consistió en calcular con el programa ORIGEN-S los calores de decaimiento producidos por elementos combustibles con diferentes valores de potencia y quemado. Para esto, se generó una entrada base que se puede modificar en forma sistemática para calcular cualquier combinación arbitraria de potencia y quemado.

Luego se escribió el código *armar\_entradas\_O\_S* donde, a partir de esta entrada base, crea distintas entradas de ORIGEN y las corre automáticamente, obteniendo así el calor de decaimiento correspondiente para cada par de valores de potencia y quemado.

### *4.2 Creación de base de datos de calores de decaimiento*

Para cubrir todo el rango de potencias y quemados de los elementos combustibles se calcularon calores de decaimiento en el rango de 30 a 950 kW de potencia de fisión de manojo y de 10 a 10500 MWd/tU de quemado medio de manojo. Los puntos seleccionados dentro de estos intervalos figuran a continuación:

**Potencia (kW):** 30, 50, 100, 200, 300, 400, 500, 600, 700, 800, 900 y 950.

**Quemado (MWd/tU):** 10, 50, 100, 200, 500, 1000, 1500, 2000, 3000, 4000, 5000, 6000, 7000, 8000, 9000, 10000 y 10500.

Combinando todos los quemados con todas las potencias se generaron y corrieron 204 entradas de ORIGEN-S.

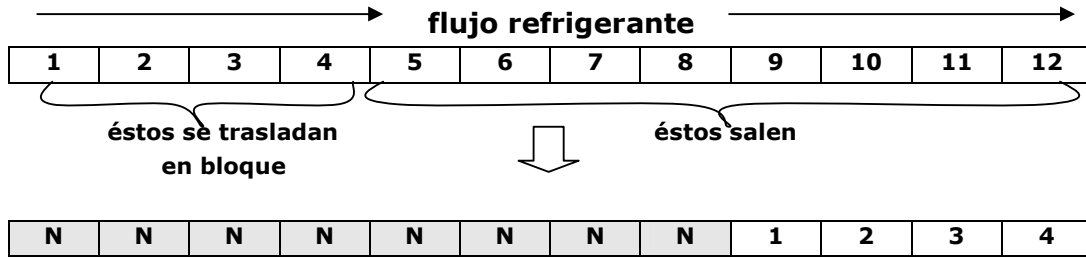
Utilizando el código *CdD\_OS* se formó una base de datos extrayendo de estas 204 salidas de ORIGEN-S la información del calor de decaimiento generado por los productos de fisión y por los actínidos. Así, la base de datos creada está formada por columnas de potencia y quemado, combinados de todas las maneras posibles; y por los respectivos calores de decaimiento a los distintos tiempos previamente estipulados en ORIGEN-S.

Con el objetivo de tener un mejor entendimiento del problema, se generaron bases de datos de distintas características. Además de la base de datos de calores de decaimiento total en función de la potencia, quemado y tiempo, se creó una base de datos teniendo en cuenta sólo la contribución de los productos de fisión y otra sólo considerando los actínidos.

#### ***4.3 Cálculo del calor de decaimiento de núcleos con distribuciones representativas de potencia y quemado de la CNE***

Casi la totalidad del calor generado por el núcleo de un reactor en parada proviene del calor de decaimiento del mismo. La fracción complementaria corresponde a las contribuciones de las componentes estructurales, como el zircaloy, que se activan durante la irradiación. Ésta, según el informe de AECL, es menor que el 1% del total para los tiempos utilizados en este análisis y, por lo tanto, se pueden considerar despreciables.

Entonces, una vez obtenida la base de datos del calor de decaimiento total, se tiene toda la información necesaria para el cálculo del calor de decaimiento del núcleo. A partir de los datos provenientes de la gestión de combustible de la central, obtenidos a partir de simulaciones del programa *PUMA*, actualizables según el recambio de combustibles y los datos recolectados de los detectores, se adquieren los pares de valores de potencia y quemado de cada uno de los elementos combustibles en los distintos estados de parada. Cabe la aclaración de que el recambio de combustibles de la CNE se realiza cambiando 8 de los 12 elementos combustibles por canal. En la operación, los 4 elementos que quedan dentro del canal, son movidos de un extremo del canal hacia el otro.



**Figura 3:** Esquema de la operación de recambio de elementos combustibles en un canal de la Central Nuclear Embalse, mostrando la posición inicial y final de los EC.

Estos movimientos modifican sus potencias de irradiación en gran medida, ya que como son empujados de un lado al otro, el elemento que estaba sometido a la potencia más baja (o sea, el del extremo) queda ahora más cerca del centro y, por lo tanto, con un flujo neutrónico mucho más intenso. De manera contraria, el elemento que finaliza en el otro extremo, antes estuvo siendo irradiado a una potencia mucho mayor. En todo momento, el total de elementos combustibles que han cambiado su ubicación dentro del reactor, y por lo tanto modificados sus potencias de irradiación, representan un tercio del total.

El calor de decaimiento no depende solamente de la potencia instantánea al momento de parar el reactor, sino también de los niveles de potencia anteriores. La salida del programa PUMA no nos brinda información acerca de cuál es el historial de irradiación de cada elemento sino que nos devuelve la potencia a la que está siendo irradiado en ese instante. Sin embargo, hay tantos elementos irradiados a potencias más bajas que antes del correspondiente recambio como irradiados a potencias más altas, el error cometido por no considerar el historial de irradiación se compensa, al menos parcialmente.

Además, como la potencia influye principalmente en la generación de nucleidos de vida media corta, con lo cual, los elementos que ya hace un tiempo que están en la nueva posición dejan de estar influenciados por la potencia a la que fueron irradiados en un comienzo. Por otro lado, la producción de nucleidos de larga vida media está mayormente dominada por el quemado. Entonces, sólo se verían afectados los primeros tiempos de decaimiento.

A través del programa *suma\_calores* se reciben los valores de potencia y quemado; y utilizando la base de datos, se interpola en cada uno de los casos para llegar al valor de calor de decaimiento correspondiente.

Finalmente se suman todas las contribuciones y se obtiene el calor de decaimiento total del núcleo en función del tiempo.

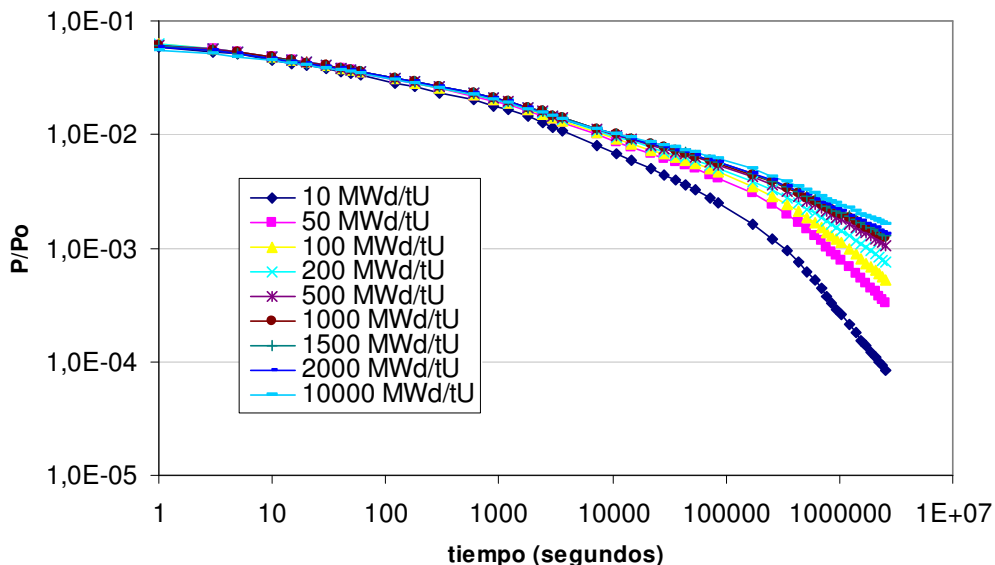
La interpolación en potencia, como los valores de calor de decaimiento en la base de datos no tienen variaciones bruscas, se hizo siempre lineal. Por otro lado, para la variable de quemado, en valores pequeños, hay un cambio muy pronunciado en su pendiente. Para valores muy chicos tiende a cero, consistente con el hecho de que un elemento combustible con quemado cero prácticamente no genera calor de decaimiento ya que no tiene productos de fisión. Por este motivo, como se menciona en la sección 3.2.3, para el quemado se realizaron interpolaciones utilizando splines. La rutina utilizada fue *Akima* [4]. Algunos casos excepcionales, con elementos combustibles muy frescos, donde el valor del quemado quedaba por debajo de los intervalos de la base de datos, se extrapolaron de manera lineal.

## 5 RESULTADOS OBTENIDOS

### 5.1 Efectos del quemado y de la potencia de irradiación sobre el calor de decaimiento en el tiempo

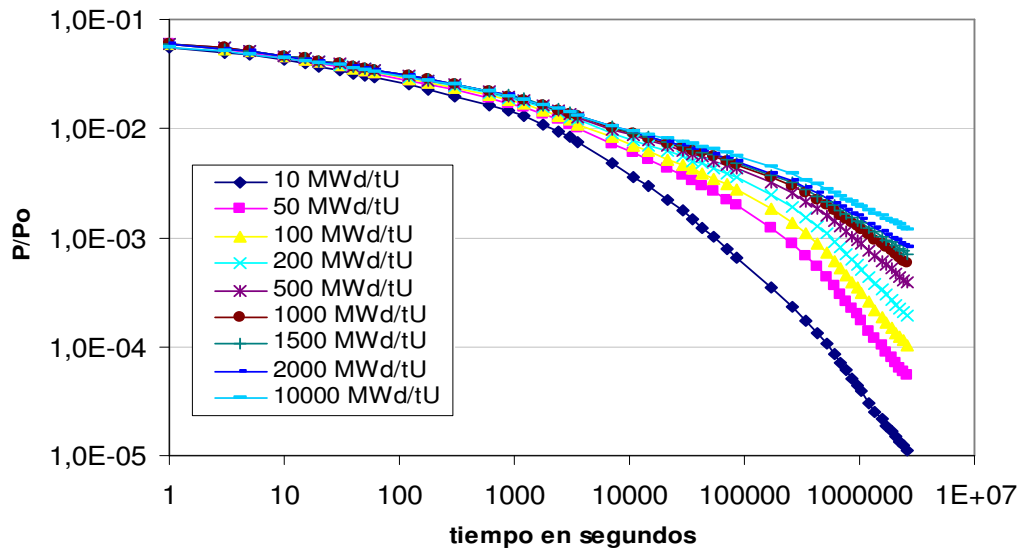
Los fenómenos relevantes al calor de decaimiento producido en un reactor nuclear son de gran complejidad. Por esto, es importante entender primero el comportamiento en un elemento combustible aislado. Conocer las relaciones entre los parámetros involucrados e influencias de éstos sobre el calor de decaimiento del elemento a distintos tiempos, nos permite tener una visión más clara de lo que ocurre dentro del reactor.

En las figuras 4, 5 y 6 se pueden ver los calores de decaimiento en función del tiempo para elementos combustibles irradiados con potencias de 50, 400 y 900 kW respectivamente; y distintos valores de quemado. Para comparar estos gráficos entre sí se muestran las potencias relativas, entendiendo por ésto al cociente entre la potencia de decaimiento y la potencia de irradiación.



**Figura 4:** Potencias relativas en función del tiempo para un elemento combustible tipo CANDU a distintos quemados. La potencia de irradiación es  $P_0 = 50$  kW. Se denota un decaimiento más pronunciado en los casos de quemado menores.

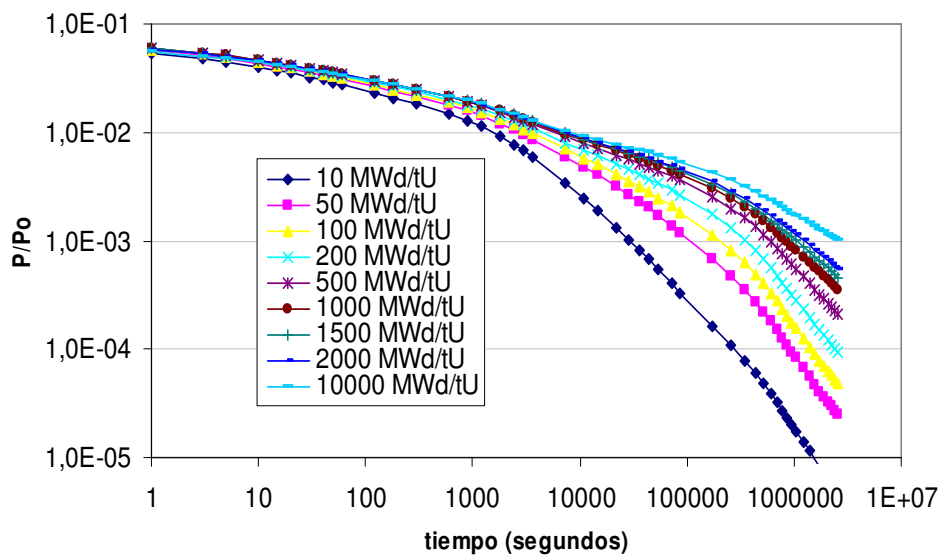
En la figura 4, donde la potencia de irradiación es de 50 kW, se observa que a medida que el quemado aumenta, el calor de decaimiento producido por el elemento combustible decae más lentamente. Es de esperar que ocurra de esta forma ya que, al ser igual la potencia de irradiación en todos los casos, el hecho de tener quemados diferentes implica haber estado distintos tiempos siendo irradiado. De esta forma, los elementos que tienen quemados mayores, tienen un inventario radiactivo de productos de fisión de vida media larga más amplio y por lo tanto decaen más lentamente.



**Figura 5:** Potencias relativas en función del tiempo para un elemento combustible tipo CANDU a distintos quemados. La potencia de irradiación es  $P_0 = 400$  kW.

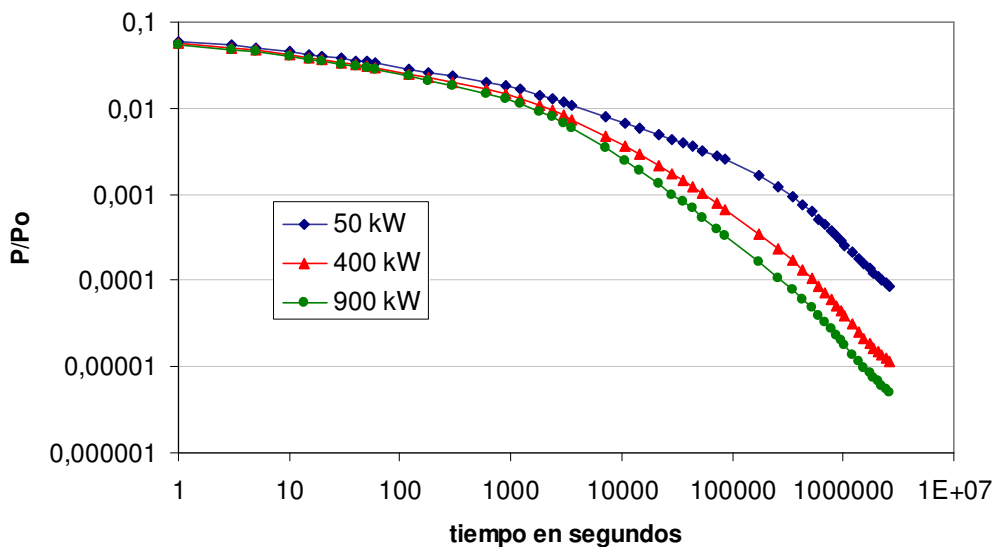
Cuando se trata de un elemento irradiado a una potencia mayor, como es el caso de la figura 5, se puede ver un comportamiento similar desde el punto de vista cualitativo pero con una diferencia relativa más notable entre los diferentes quemados, siendo mayor aún la disminución en los elementos de quemados bajos. Y si se aumenta todavía más la potencia de irradiación, como en la figura 6, esta diferencia se hace más marcada.

La similitud de las curvas de distintos valores de quemado que se evidencia para los instantes iniciales del decaimiento es, como se explicó en la introducción, debido a que el núcleo en operación, en estado estacionario, tiene una contribución del calor de decaimiento de aproximadamente un 6 por ciento de la potencia generada. Por otro lado, y como se comprueba, la forma en que estas curvas decaen sí depende tanto del quemado como de la potencia de irradiación.



**Figura 6:** Potencias relativas en función del tiempo para un elemento combustible tipo CANDU a distintos quemados. La potencia de irradiación es  $P_0 = 900 \text{ kW}$ .

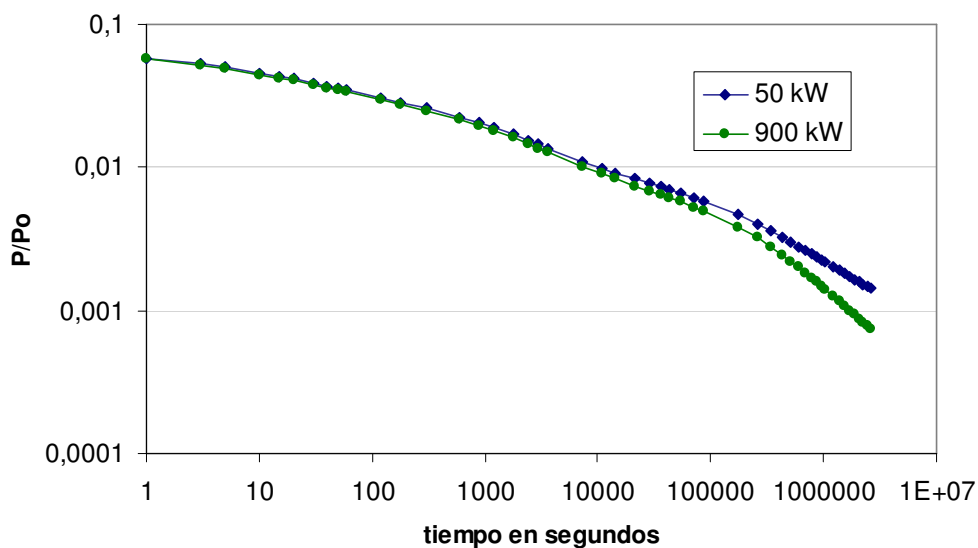
Las características de las curvas de calores de decaimiento para distintas potencias de irradiación, probablemente estén relacionadas con la proporción de productos de fisión de distinta magnitud de vidas medias. Para realizar una comparación más completa, en las figura 7, 8 y 9, se grafican algunas de las mismas curvas pero agrupando las correspondientes a mismos quemados.



**Figura 7:** Potencias relativas en función del tiempo de un elemento combustible tipo CANDU con un quemado de  $10 \text{ MWd/tU}$ . Notar que el eje de abscisas está en escala logarítmica y se omite el punto correspondiente a  $t=0$ .

En la figura 7, se muestran los calores de decaimiento correspondientes a elementos combustibles con quemado igual a 10 MWd/tU. Al estar normalizadas según la potencia a la que fueron sometidas durante la irradiación, como analizamos antes, todas las curvas comienzan aproximadamente en el mismo valor de potencia relativa, entre 6 y 7 por ciento. La diferencia que existe, como en las anteriores figuras, es la disminución relativa de dichos calores. Para elementos irradiados con potencias mayores, esta disminución es más pronunciada que para quemados con potencias menores.

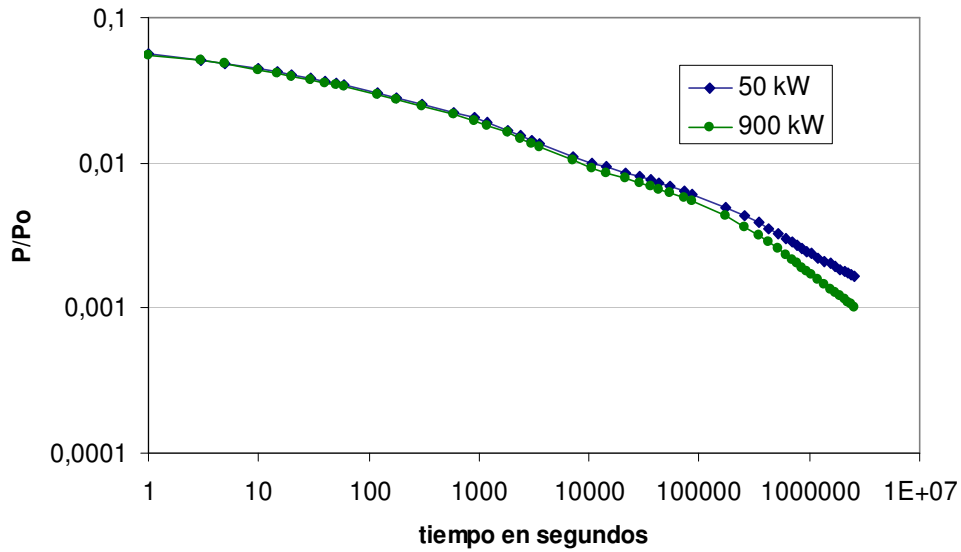
A medida que aumenta el quemado, el comportamiento de las curvas de potencias relativas se diferencia en menor medida para distintas potencias de irradiación. Ejemplos de este fenómeno se pueden ver en las figuras 8 y 9 donde los quemados son de 4000 MWd/tU y 10000 MWd/tU respectivamente.



**Figura 8:** Potencias relativas en función del tiempo de un elemento combustible tipo CANDU con un quemado de 4000 MWd/tU, normalizados con la potencia de irradiación respectiva.

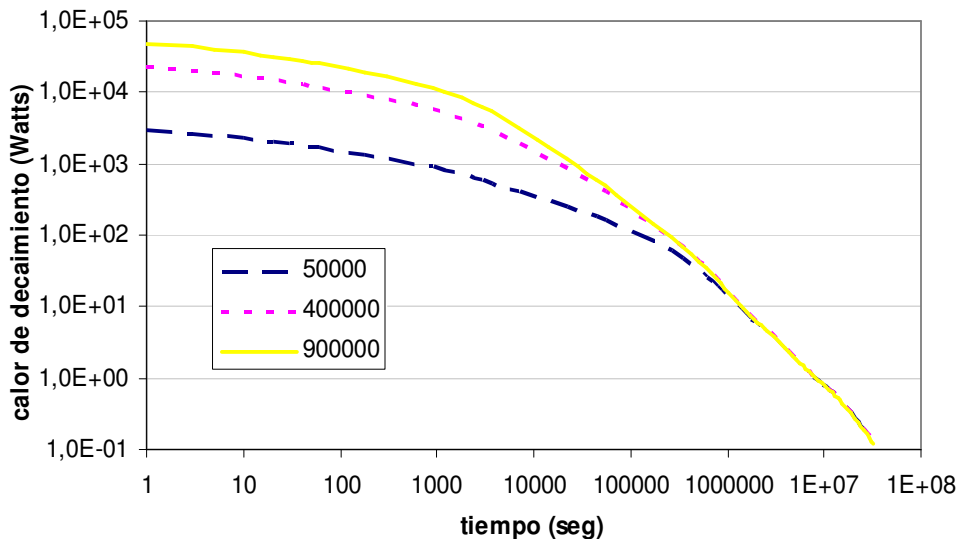
Para cualquier elemento combustible que estuviera irradiado a una potencia  $P$  tal que  $50 \text{ kW} < P < 900 \text{ kW}$ , el comportamiento de su potencia relativa se encontraría entre las dos curvas graficadas.

Se puede ver también que el decaimiento relativo es menor cuanto mayor es el quemado y las diferencias son más evidentes en valores de quemado chicos.



**Figura 9:** Potencias relativas en función del tiempo de un elemento combustible tipo CANDU con un quemado de 10000 MWd/tU, normalizados con la potencia de irradiación respectiva.

Ahora si tomamos las curvas de quemado igual a 10 MWd/tU, figura 7, y graficamos los correspondientes calores de decaimiento, en los primeros instantes vemos el aporte superior de los elementos irradiados a potencias mayores. Por otro lado, a partir de los  $10^6$  segundos (10 días aproximadamente), las curvas de distintas potencias empiezan a coincidir.



**Figura 10:** Calor de decaimiento de elementos combustibles irradiados a diferentes potencias (50000, 400000, 900000) Watts hasta un mismo valor de quemado, 10 MWd/tU.

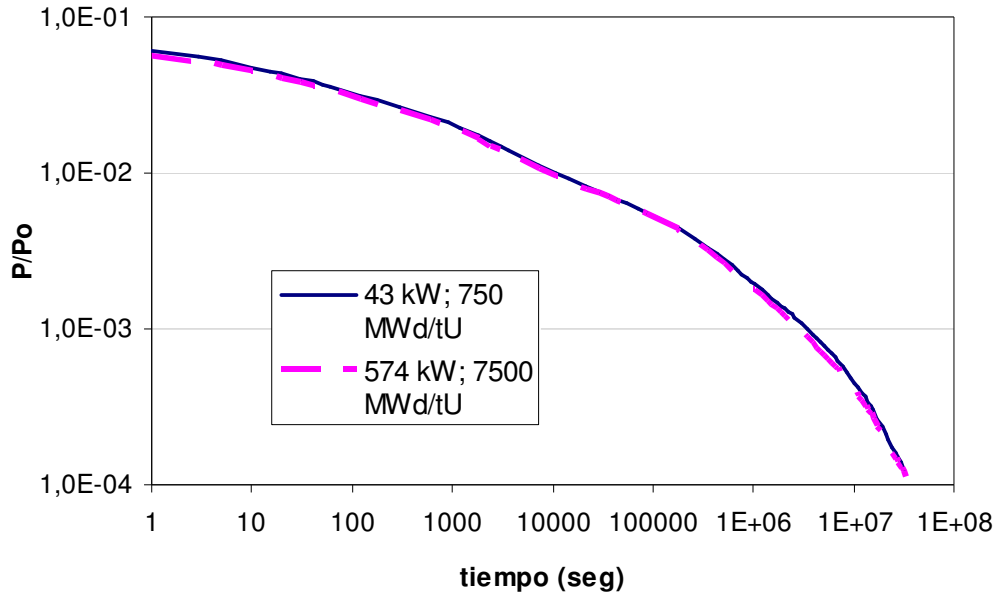
La diferencia en los primeros momentos de decaimiento viene a raíz de la proporcionalidad de los productos de fisión de vida media corta con la potencia. Por otro lado, la coincidencia de las mismas a tiempos largos se debe a que los nucleidos que más contribuyen al calor de decaimiento, en esos tiempos, son los mismos y están en concentraciones muy similares. Esto es debido a que la producción de nucleidos de larga vida media es independiente de la potencia de irradiación.

Según lo observado en comparaciones de curvas de distintas potencias, a medida que aumenta el quemado, la unión de los valores absolutos se produce en tiempos más largos. Los calores de decaimiento de los casos de quemados más altos analizados en este trabajo, no llegan a igualarse en los tiempos utilizados pero sí se observa una tendencia de acercamiento.

Es muy difícil comprender con exactitud los fenómenos que atañen a la física del decaimiento de un elemento combustible ya que implica muchas interacciones y cantidades muy grandes de productos de fisión. Por este motivo se pueden pensar varias hipótesis para fundamentar ciertos comportamientos pero sería imprudente aferrarse a una sola de las posibilidades.

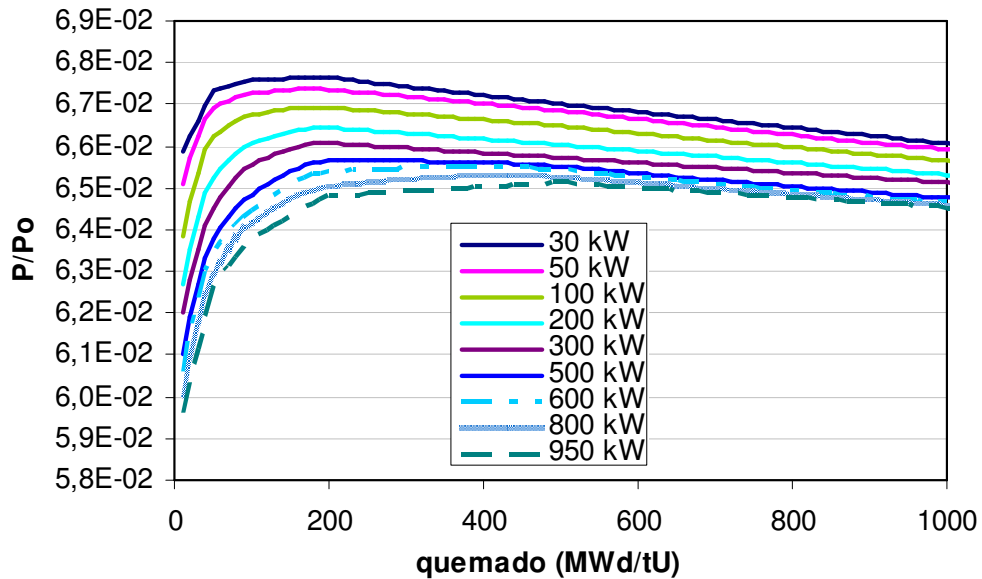
Un ejemplo más de la complejidad de los comportamientos de los calores de decaimiento, es el que figura en el informe de AECL [5]. A medida que aumenta el tiempo de irradiación se tienden a incrementar los efectos de los productos de fisión de larga vida media, y por lo tanto, se incrementan las potencias de decaimiento para un dado tiempo después del apagado. Sin embargo, altos quemados, resultado de largas irradiaciones, significan más plutonio. A su vez las fisiones del  $^{239}\text{Pu}$  producen una potencia de decaimiento aproximadamente un 25% menor que las fisiones del  $^{235}\text{U}$ , lo que implica una reducción del calor de decaimiento. Entonces se tienen dos efectos que se contrarrestan.

Estos fenómenos explican por qué dos combustibles sometidos a potencias de irradiación diferente y con quemados distintos pueden tener curvas de calores de decaimiento relativos similares. Por ejemplo, un elemento combustible operado a 43 kW hasta 750 MWd/tU tiene un comportamiento muy similar, y hasta un poco mayor, que uno sometido a una potencia de 574 kW y un quemado de 7500 MWd/tU [5]. En la siguiente figura se ven las curvas que caracterizan a estos dos elementos.



**Figura 11:** Potencias relativas en función del tiempo de dos elementos combustibles tipo CANDU con distintos quemados y normalizados con su respectiva potencia de irradiación.

Es interesante observar el comportamiento del calor de decaimiento en función del quemado para distintos tiempos. En las figuras 12, 13 y 14 se grafican estas relaciones para  $t=0$ ,  $t=10$  días y  $t=380$  días respectivamente.



**Figura 12:** Potencias relativas en función del quemado para  $t=0$  y diferentes potencias de irradiación.

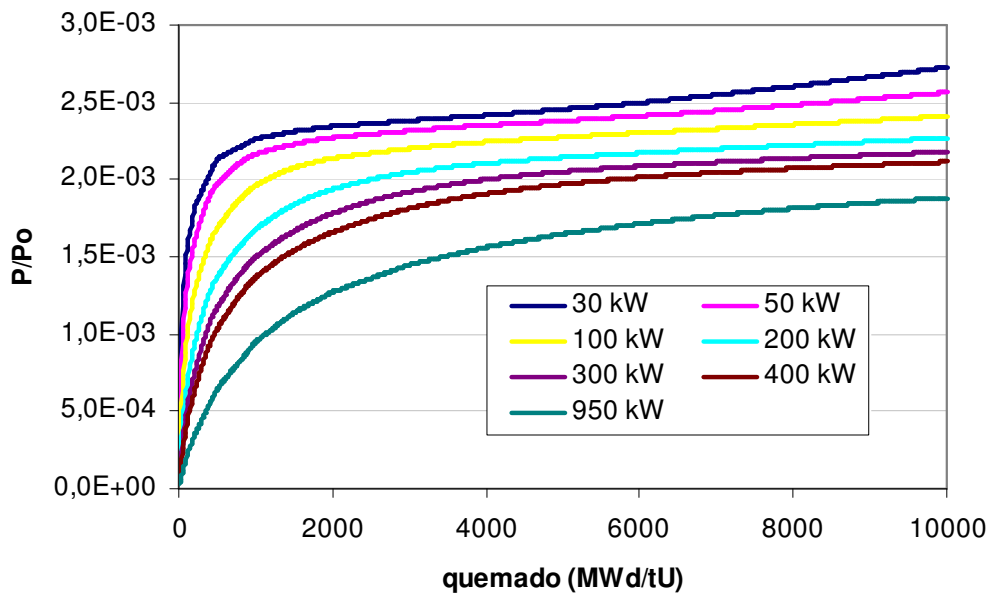
Se observa un crecimiento muy pronunciado del calor de decaimiento en valores muy pequeños de quemado. Esto puede estar relacionado con el hecho de que si un elemento tiene quemado cero, su calor de decaimiento sería muy bajo ya que no tendría elementos activados. Por otro lado, si bien vimos que la potencia de decaimiento inicial es aproximadamente igual al 6% de la potencia de irradiación, vemos que a medida que aumenta la potencia de irradiación, la relación de potencias disminuye. También existe un corrimiento del máximo valor de la potencia relativa; para las curvas de potencias mayores, el máximo se encuentra en un valor de quemado más alto.

potencia (kW)	quemado (MWd/tU)	potencia relativa máxima
30	200	6,76%
50	180	6,74%
100	180	6,69%
200	190	6,64%
300	190	6,61%
400	200	6,59%
500	260	6,56%
600	380	6,55%
700	410	6,54%
800	430	6,53%
900	440	6,52%
950	500	6,51%

**Tabla 1:** Potencias relativas máximas en función del quemado para elementos irradiados a diferentes potencias.

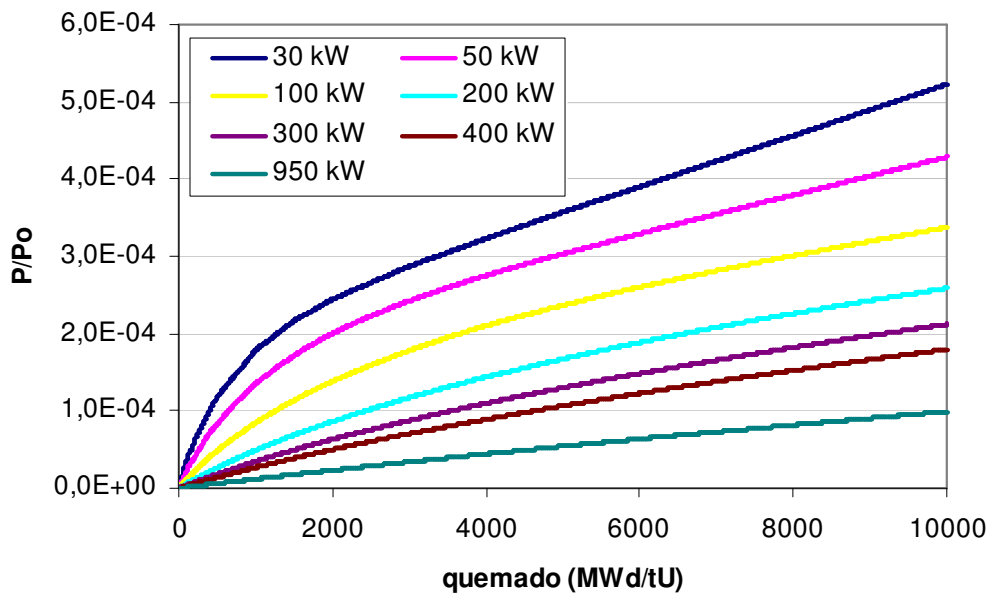
En estas curvas también se pueden ver los efectos del plutonio y del incremento de productos de larga vida con quemados mayores. A tiempos iniciales se observa cómo para quemados cada vez más altos, la relación  $P/P_0$  se hace cada vez menor. No sólo por el porcentaje menor de potencia de decaimiento que proporcionan las fisiones del Pu sino también porque la potencia generada por estas fisiones es un 3% más alta que la del uranio y eso hace que para una dada potencia de irradiación, el número de fisiones por segundo y el flujo de irradiación sea más bajo.

A medida que pasa el tiempo de decaimiento, la relación con el quemado varía, dejando de disminuir para quemados mayores, ya que se empieza a distinguir el efecto de los productos de larga vida media. En la figura 13 se grafica la relación entre el calor de decaimiento y el quemado para un tiempo de 10 días. Habiendo crecido, nuevamente de forma abrupta, la relación de potencias en los primeros valores de quemado, en vez de empezar a reducirse, sigue creciendo pero con menor pendiente.



**Figura 13:** Calores de decaimiento relativos para distintas potencias de irradiación en función del quemado para  $t = 10$  días.

En la figura 14, se muestran las curvas para un tiempo de 380 días. Las curvas correspondientes a potencias bajas, siguen teniendo un crecimiento un poco más pronunciado para quemados bajos y se hacen prácticamente lineales para quemados altos.



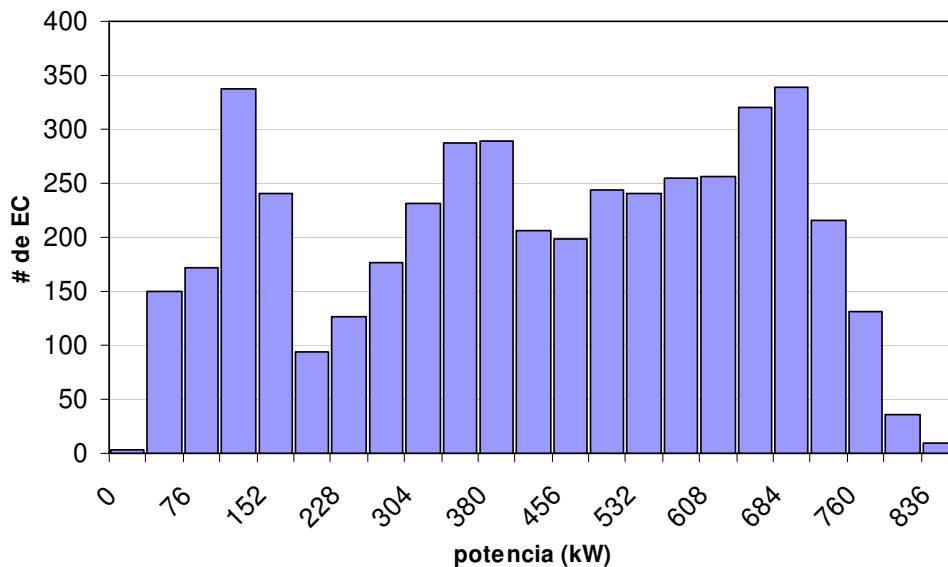
**Figura 14:** Calores de decaimiento relativos para distintas potencias de irradiación en función del quemado para  $t = 380$  días.

Para potencias altas, el comportamiento es lineal en todo el rango de medición. En todos los casos se ve que las curvas, cuanto mayor sea su potencia de irradiación menor es su calor de decaimiento relativo. Esto es consistente con la dependencia del calor de decaimiento sólo con el quemado para tiempos largos.

### 5.2 Variación del calor de decaimiento del núcleo de la CNE con distribuciones representativas de potencia y quemado

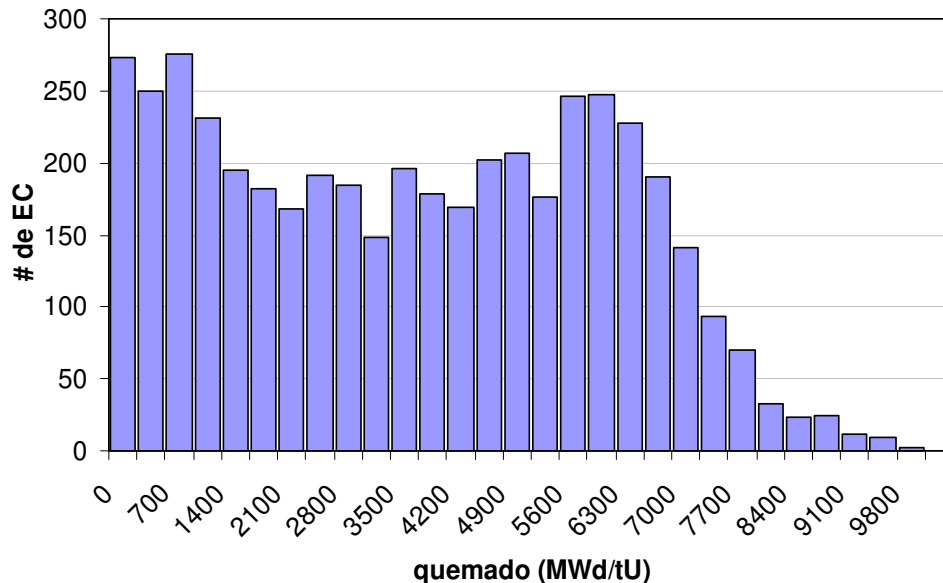
Cada simulación con el programa ORIGEN-S nos brinda la información del calor de decaimiento correspondiente a un solo elemento combustible para un determinado valor de potencia y quemado. Las variables modificadas en la entrada de ORIGEN-S para obtener la base de datos fueron la potencia y el tiempo de irradiación. A partir de estos dos parámetros se obtiene el quemado muy fácilmente. Entonces, la base de datos corresponde a calores de decaimiento de elementos combustibles, aislados, sometidos a potencias diferentes durante distintos períodos de tiempo.

La información referida a los quemados y potencias de irradiación del núcleo del reactor en condiciones de parada típica fueron provistos por la CNE a partir de cálculos realizados con el programa PUMA, de la gestión de combustibles [6]. Se hicieron cálculos para 12 configuraciones diferentes.



**Figura 15:** Histograma de potencias de los elementos combustibles del núcleo de la CNE en una parada típica. El valor medio de la distribución es 464,0123 kW. Los días de plena potencia que lleva la planta son 7966.

Para poder comparar con los resultados obtenidos en informes previos donde se realizaron análisis para valores de potencia y quemado medios, resulta adecuado conocer las formas de las distribuciones de los valores de potencias y quemados. Histogramas de los mismos se pueden ver en las figuras 15 y 16.



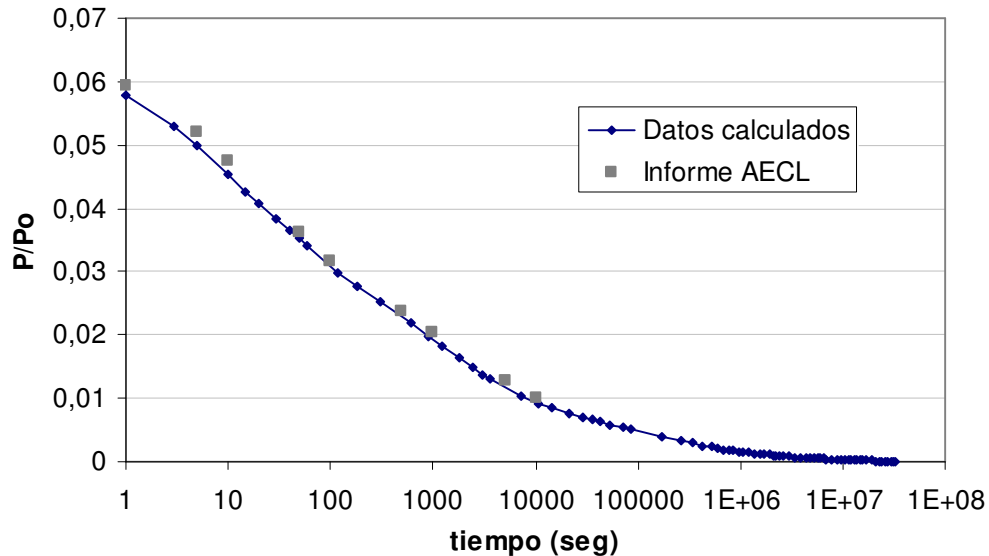
**Figura 16:** Histograma correspondiente a los quemados de los elementos combustibles del núcleo de la CNE en una parada típica. El valor medio de la distribución es 3800 MWd/tU. Los días de plena potencia que lleva la planta son 7966.

En todas las configuraciones las distribuciones fueron muy similares. Éstas están directamente relacionadas con la ubicación espacial de los combustibles, el flujo neutrónico y con la gestión de combustibles. Hay que recordar que el núcleo posee una geometría cilíndrica, que los canales combustibles están en la dirección longitudinal y que cada uno contiene 12 elementos combustibles.

El comportamiento del calor de decaimiento en función del tiempo para el núcleo de la CNE considerando la distribución espacial de potencias y quemados se muestra en la figura 17. Si bien éste es un caso particular no existen diferencias significativas entre los 12 casos calculados.

En el instante inicial,  $t=0$ , el calor de decaimiento corresponde al 6,23% de la potencia térmica del reactor. Este resultado es consistente con las estimaciones teóricas que establecen un rango del 6 al 7 por ciento de contribución del calor de decaimiento a la potencia total del reactor en funcionamiento.

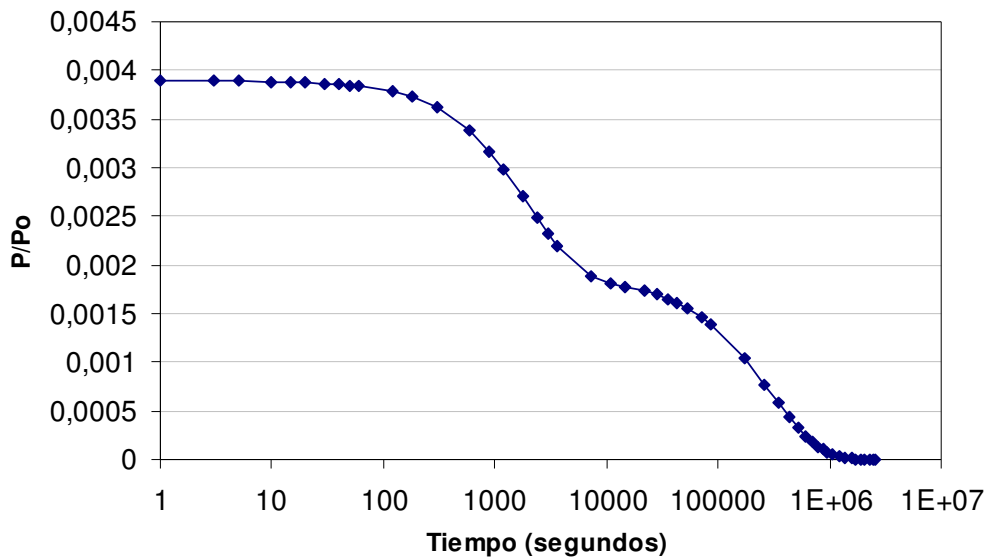
Si se compara la curva obtenida con el informe de AECL se observa una tendencia muy similar, siendo los valores obtenidos levemente menores a los del informe. Este comportamiento es coherente ya que los valores del informe corresponden a los valores más altos que puede contribuir un elemento combustible considerando distintas combinaciones de potencia y quemado.



**Figura 17:** Relación entre la potencia generada por el calor de decaimiento y la potencia total del núcleo en funcionamiento,  $P_0 = 2115,9$  MW. Notar que el eje de abscisas está en escala logarítmica y, por lo tanto, se omite  $t = 0$ . Este valor inicial de potencia es  $P \approx 131,86$  MW, dando una relación respecto a  $P_0$  del 6,23 por ciento.

Las contribuciones al calor de decaimiento provienen tanto de los productos de fisión como de los actínidos. En todo momento, los aportes originados por los productos de fisión son, sumados, los más significativos para el valor total. Esto es así por la gran cantidad de productos de fisión generados y no por las contribuciones individuales, que son mayores en los actínidos.

En la figura 18 se puede observar el calor de decaimiento generado sólo por la contribución de los elementos actínidos en el tiempo. Se manifiesta un comportamiento escalonado, con caídas más rápidas alrededor de los 1000 y 100000 segundos y variaciones más suaves en los demás intervalos.

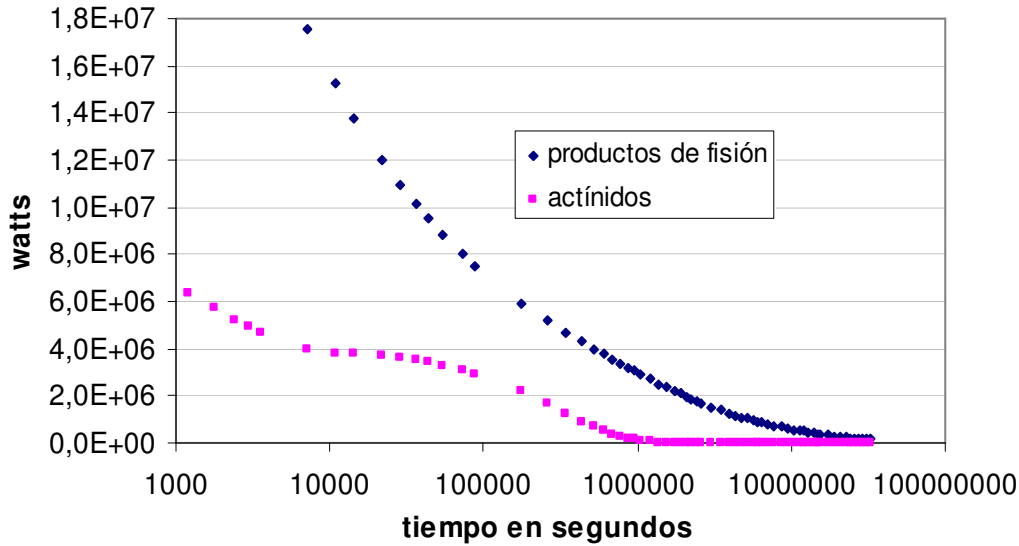


**Figura 18:** Relación entre la potencia generada por el calor de decaimiento de los actínidos y la potencia total del núcleo en funcionamiento,  $P_0 = 2115,9$  MW. Notar que el eje de abscisas está en escala logarítmica y, por lo tanto, se omite el tiempo igual a cero.

Según el informe de AECL, y como se puede comprobar en este análisis, gracias a este comportamiento, cuando el sistema se encuentra cerca de los 10000 segundos, la contribución de los actínidos se hace más significativa. Si tenemos en cuenta que el calor de decaimiento, principalmente dominado por la contribución de los productos de fisión, ha decaído más de un 80% desde la parada del reactor, y que la contribución de los actínidos no tuvo demasiadas variaciones, se comprueba el carácter más importante de los actínidos en este intervalo de tiempos.

Particularmente, hay un aporte sustancial del  $^{239}\text{Np}^\dagger$  cercano al 20% del total. Lo mismo ocurre para tiempos de 100000 segundos donde la contribución de este actínido es cercana al 30% del total. Estos comportamientos se muestran en la figura 19. La explicación de estos hechos radica en que la vida media de los productos de fisión es varía entre algunos segundos y varias horas; mientras que el  $^{239}\text{Np}$ , actínido más influyente, tiene una vida media de 2,355 días ( $\sim 2 \times 10^5$  segundos).

<sup>†</sup> En el informe de la AECL se menciona que las contribuciones son tanto del  $^{239}\text{Np}$  como del  $^{239}\text{U}$ , precursores del  $^{239}\text{Pu}$ . Analizando los datos obtenidos en el presente trabajo sólo se observan contribuciones del  $^{239}\text{Np}$ .



**Figura 19:** Relación entre la potencia generada por el calor de decaimiento de los actínidos y la potencia total del núcleo en funcionamiento,  $P_0 = 2115,9$  MW. Notar que el eje de abscisas está en escala logarítmica y, por lo tanto, se omite el tiempo igual a cero.

A pesar de ser extremadamente similares, por completitud, se muestran los resultados obtenidos para todos los casos corridos. Y se comparan los mismos con valores calculados solamente a partir de sus valores medios de potencia y quemado. Para el cálculo de estos últimos, a partir de la base de datos, se interpolan estos valores medios y se multiplica su resultado por 4560, el total de elementos combustibles.

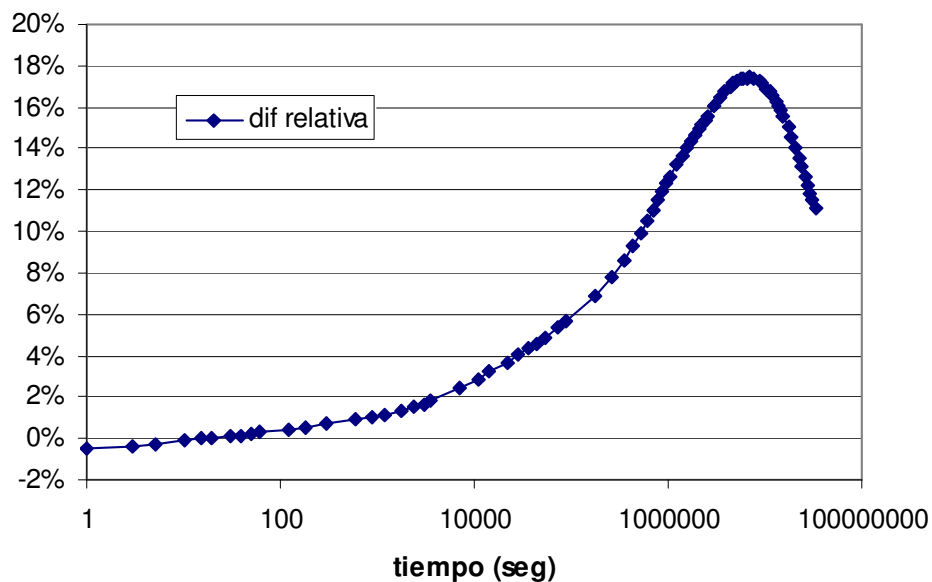
Edad del reactor <sup>‡</sup>	Potencia (kW)	Quemado (MWd/tU)	P/P0 % a t=0		P/P0 % a t=380 días	
			Distribución espacial	Valor promedio	Distribución espacial	Valor promedio
7966	464,01	3800,3	6,2317	6,1958	0,006773	0,007624
7980	464,02	3770,3	6,2349	6,1980	0,006724	0,007574
7984	464,01	3781,2	6,235	6,1970	0,006739	0,007592
7987	464,01	3780,0	6,2348	6,1973	0,006738	0,007590
7991	464,01	3775,3	6,2353	6,1975	0,006731	0,007582
7993	464,00	3762,4	6,2350	6,1984	0,006705	0,007560
7999	464,01	3777,4	6,2347	6,1973	0,006733	0,007585
8001	464,01	3763,7	6,2352	6,1984	0,006711	0,007563
8004	464,01	3780,8	6,2353	6,1971	0,006739	0,007591
8007	464,01	3795,5	6,2339	6,1960	0,006763	0,007616
8011	464,01	3791,6	6,2339	6,1964	0,006756	0,007609
8014	464,00	3793,2	6,2338	6,1962	0,006749	0,007612

**Tabla 2:** Resultados de las 12 salidas de PUMA. Se muestra la relación del calor de decaimiento y la potencia de irradiación del reactor para el inicio del decaimiento ( $t=0$ ) y el último punto calculado ( $t_t=380$  días). Los valores promedio corresponden al cálculo de un solo elemento combustible, multiplicado por el número total de elementos.

<sup>‡</sup> Cantidad de días de plena potencia (dpp) del reactor desde el inicio de su operación.

Hay una fuerte coincidencia entre los valores de calor de decaimiento obtenidos para los distintos casos de la planta; tanto con la consideración de la distribución espacial como con los valores promedio. Por otro lado, sí hay diferencia entre los valores obtenidos por estos dos métodos. En los valores iniciales, la diferencia es pequeña, del orden del 0,5% más alto cuando se tiene en cuenta la distribución. Pero para los últimos tiempos considerados, se observa una diferencia más significativa, cercana al 12%. En este caso es el cálculo a partir de valores medios el que resulta mayor.

Para conocer de forma precisa cuál de los dos cálculos es el más conservador, es necesario observar el comportamiento de las curvas en todo el tiempo considerado. En la figura 20 se muestran las diferencias relativas de los calores de decaimiento de ambos métodos. Se toma como parámetro al obtenido mediante la distribución espacial de potencias y quemados. Al realizar estos cálculos se encuentran, nuevamente, resultados muy similares para todos los casos.



**Figura 20:** Diferencia relativa  $CD(\text{promedio})/CD(\text{espacial})-1$  en función del tiempo de los calores de decaimiento de los cálculos considerando la distribución espacial y tomando valores medios.

Los resultados provenientes de los valores medios sólo son menores durante los 20 primeros segundos de decaimiento. Y esta diferencia tiene su máximo en  $t=0$  con una diferencia relativa del 0,5%. A partir de los 20 segundos, este calor de decaimiento aumenta de manera significativa respecto a los valores considerando la distribución espacial, llegando a una diferencia máxima cercana al 18% para 90 días y disminuyendo hasta el 12% en los 380 días; duración máxima de estos cálculos.

Este resultado indica que, salvo en circunstancias particulares, es suficiente considerar los valores medios de potencia y quemado para el cálculo del calor de decaimiento. Sin embargo, esta metodología es útil si se desea analizar el calor de decaimiento de sólo un grupo de elementos combustibles, donde no se puede asegurar que la utilización de valores medios sea conservadora.

## 6 CONCLUSIONES

A partir de distintas configuraciones de potencia y quemado típicas de parada de los elementos combustibles de la Central Nuclear Embalse, se calculó la variación del calor de decaimiento del núcleo en función del tiempo utilizando un modelo con dependencia espacial y varios programas de cálculo elaborados para este trabajo. Para evaluar la consistencia, estos resultados fueron comparados con los obtenidos en los estudios hechos por la empresa diseñadora ("CANDU Channel Decay Power" -informe AECL 5704-, Enero 1977) y con valores obtenidos utilizando la potencia media y el quemado medio de los manojos en el núcleo.

Comparando la curva obtenida con los datos del informe de AECL se observa una variación similar con el tiempo de decaimiento. Los valores registrados por AECL corresponden a los máximos valores posibles de calor de decaimiento que puede liberar un elemento combustible tipo CANDU. Esto explica las diferencias por defecto de la curva obtenida en este análisis, ya que en este caso se trata de la suma de las contribuciones de cada uno de los elementos del núcleo de la central normalizadas con la potencia de fisión del mismo.

Las comparaciones con los cálculos utilizando los valores medios de potencia y quemado, muestran diferencias principalmente para tiempos largos. En los tiempos iniciales, los valores obtenidos utilizando la distribución espacial son muy aproximados pero levemente menores, con diferencias menores al 0,5%. La relación se invierte para valores de tiempo mayores a los 20 segundos y crece hasta diferencias relativas cercanas al 18% para tiempos de decaimiento de aproximadamente 90 días. Luego comienza a disminuir y llega al 12% para un tiempo de 380 días, el final de estos cálculos. Los motivos de estas discrepancias se deben a las complicadas relaciones del calor de decaimiento y producción de inventario radiactivo con el quemado y la potencia de irradiación.

En total, se hicieron cálculos de calor de decaimiento para doce configuraciones típicas de quemados de la CNE recibidas del grupo de gestión de combustible de la central. Éstas consisten en salidas del programa PUMA y contienen la potencia y quemado individual de cada elemento combustible. Las distribuciones de quemado y potencia de irradiación de los distintos

casos de la planta mostraron altos grados de similitud y, por lo tanto, tampoco hubo diferencias significativas entre los calores de decaimiento calculados.

Para tener un visión más completa del comportamiento del calor de decaimiento del núcleo de la CNE, se realizó también un estudio de las dependencias con las variables de quemado y potencia de irradiación para un elemento combustible, comprobando una dependencia del calor de decaimiento más fuerte con el quemado en los tiempos grandes y con la potencia en los tiempos iniciales.

Las herramientas generadas para el cálculo del calor de decaimiento considerando una distribución espacial de potencia y quemado, no sólo permitieron verificar la condición conservadora de los cálculos tomando valores medios, sino que también pueden ser utilizadas en el futuro si se desea evaluar el calor de decaimiento producido por un conjunto arbitrario de elementos combustibles.

## REFERENCIAS

- [1] Disponible en Internet: <<http://www.na-sa.com.ar/centrales/embalse>>
- [2] I. C. Gauld, O. W. Hermann and R. M. Westfall - *ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutatios, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms*. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, Mayo 2004.
- [3] Oak Ridge National Laboratory, RSICC DATA LIBRARY COLLECTION, CANDULIB-AECL - Burnup-Dependent ORIGEN-S Cross-Section Libraries for CANDU Reactor Fuel Characterization – Mayo 2001.
- [4] H. Akima, *A Method of Bivariate Interpolation and Smooth Surface Fitting for Irregularly Distributed Data Points*. ACM Transactions on Mathematical Software, 4, 148-164. 1978.
- [5] A.C. Whittier, D.W. Black and C.R. Boss – *CANDU CHANNEL DECAY POWER* - AECL report 5704, enero 1977.
- [6] Javier Villar, *Casos para calcular potencia de decaimiento*, División Física y Estrategia de Combustible, CNE. Agosto 2009. Comunicación personal vía correo electrónico.
- [7] H. A. Henry, *Nuclear Reactor Analysis*, M.I.T. Press, Cambridge, Mass, 1975.
- [8] J. J. Duderstadt, L. J. Hamilton, *Nuclear Reactor Analysis*, John Wiley and Sons, Inc. 1976.

# APÉNDICES

## Apéndice A: Programas utilitarios

### **1. armar\_entradas O S.f90**

#### Objetivos:

Generar archivos de entrada de ORIGEN-S con valores de potencia y quemados arbitrarios a partir de un archivo base. El mismo programa arma los casos y los corre, obteniendo de esta forma las salidas correspondientes.

#### Descripción:

El programa genera archivos de entrada de ORIGEN\_S a partir de valores de entrada de potencia y quemado previamente fijados en el archivo *armar\_entradas\_O\_S.inp*

#### Archivos de entrada:

- *armar\_entradas\_O\_S.inp*: En la primera línea están el número de valores de potencia ( $P$ ) y número de valores de quemado ( $Q$ ). A partir de la segunda línea figuran los  $P$  valores de potencia y, a continuación, los  $Q$  valores de quemado.
- *entrada\_base\_OS*: Entrada de ORIGEN-S a partir de la cual se generan las entradas correspondientes a los valores de potencia y quemado respectivos.
- *armar\_entradas\_O\_S.fil*: Variables y nombres correspondientes a los archivos utilizados: *entrada\_base\_OS*, *armar\_entradas\_O\_S.inp*, *armar\_entradas\_O\_S.sal*.

#### Archivos de salida:

- *armar\_entradas\_O\_S.sal*: Breve descripción del programa. Lista de los archivos de entrada usados con sus diferentes características

- caso\_(paso de potencia)(paso de quemado).inp: Entrada de ORIGEN-S con potencia correspondiente al 'paso de potencia' y quemado que se corresponde con el 'paso de quemado'. Son el objetivo principal de este programa.
- caso\_(paso de potencia)(paso de quemado).out: Salida de ORIGEN-S respectiva a la entrada generada.

## **2. CdD OS**

### Objetivos:

Extrae información de calores de decaimiento de las salidas de ORIGEN-S previamente obtenidas del programa *armar\_entradas\_O\_S.f90*.

### Descripción:

El programa genera una base de datos de potencia, quemado y calores de decaimiento a partir de salidas de ORIGEN-S. Está pensado para continuar el trabajo empezado por *armar\_entradas\_O\_S.f90*.

### Archivos de entrada:

- calor\_decaimiento\_O\_S.fil: Variables y nombres correspondientes a los archivos utilizados: calor\_decaimiento\_O\_S.inp, caso\_(paso de potencia)(paso de quemado).out
- calor\_decaimiento\_O\_S.inp: (Igual a *armar\_entradas\_O\_S.inp*) En la primera línea están el número de valores de potencia ( $P$ ) y número de valores de quemado ( $Q$ ). A partir de la segunda línea figuran los  $P$  valores de potencia  $y$ , a continuación, los  $Q$  valores de quemado. Todos valores correspondientes a los casos de ORIGEN-S generados con *armar\_entradas\_O\_S.f90*

### Archivos de salida:

- armar\_entradas\_O\_S.sal: Breve descripción del programa. Lista de los archivos de entrada usados con sus diferentes características

- calor\_decaimiento\_O\_S.dat: Extracto de información de las salidas de ORIGEN-S con información de potencia y quemado, con los respectivos calores de decaimiento en función del tiempo

### **3. suma\_calores.f90**

#### Objetivos:

A partir de la base de datos de calores de decaimiento obtenida del código CdD\_OS.f90, interpola y suma los valores correspondientes a los valores de potencia y quemado de los manojos de combustibles de la CNE.

#### Descripción:

El programa calcula el calor de decaimiento en función del tiempo para valores arbitrarios de potencia y quemado. En este caso original, estos valores se corresponden con una configuración típica de parada del núcleo de la Central Nuclear Embalse.

#### Archivos de entrada:

- base\_de\_datos.dat: (Idéntico a *calor\_decaimiento\_O\_S.dat*) Curvas de calor de decaimiento en función de potencia, quemado y tiempo.
- gXXXX.prp: Archivo con la información de potencias y quemados correspondientes a una parada determinada del reactor de la CNE.
- suma\_calores.fil: Lista con los archivos a utilizar y crear con sus respectivos números correspondientes al valor de las variables.

#### Archivos de salida:

- suma\_calores.sal: Breve descripción del programa. Lista de los archivos de entrada usados con sus diferentes características
- suma\_calores.dat: Suma de los calores de decaimiento correspondientes a todos los elementos del núcleo en función del tiempo.