

“Evaluaciones Neutrónicas de la Central Nuclear Embalse”

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

Alumno: Dra. María Rosa Spinella
Director: Lic. Marcelo Madariaga

Noviembre 2013



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Evaluaciones neutrónicas de la Central Nuclear Embalse

ÍNDICE

1.	INTRODUCCIÓN	5
2.	REACTOR DE POTENCIA TIPO CANDU-PHWR: DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DEL REACTOR Y DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE	9
2.1.	Características Generales	9
2.2.	Conjunto del Reactor.....	9
2.2.1.	Núcleo del Reactor	12
2.2.2.	Tubos de Presión	16
2.2.3.	Elementos combustibles	17
2.2.4.	Dispositivos para Control de la Reactividad	18
3.	CENTRAL NUCLEAR EMBALSE: DATOS DEL REACTOR DE INTERÉS PARA LOS CÁLCULOS NEUTRÓNICOS.....	21
4.	CÓDIGOS NEUTRÓNICOS UTILIZADOS	25
4.1	MTR_PC v3.0 - Descripción General.....	25
4.2	Metodología del Cálculo Neutrónico	26
5.	PREPARACIÓN DE LOS MODELOS PARA LOS CÁLCULOS NEUTRÓNICOS	29
5.1.	Modelado del Elemento Combustible y Cálculo de los datos para la celda de WIMS....	29
5.1.1.	Radios para la Barra Combustible en WIMS	30
5.1.2.	Cálculo de la Densidad Efectiva de UO_2	31
5.1.3.	Cálculo de los Porcentajes en Peso para el UO_2 natural	32
5.1.4.	Cálculo del radio de la celda.....	32
5.1.5.	Cálculo de los Radios dentro del Tubo de Presión	34
5.2.	Cálculo de la densidad de uranio que solicita el programa HXS	35
5.3.	Modelado del reactor y cálculo de parámetros para el código CITVAP.....	36
5.3.1.	Modelo Simplificado.....	36
5.3.2.	Modelo con 380 Canales Detallados	37
5.3.3.	Valores de Quemado Utilizados en Cada Modelo del CITVAP	41
6.	Cálculos Realizados y Análisis de los Resultados.....	44
6.1	Procedimiento General	44
6.2.	Cálculos de Flujo y Potencia para el Quemado de Referencia	44
6.2.1.	Flujos correspondientes al núcleo con los 380 canales detallados.....	44
6.2.2.	Potencias correspondientes al núcleo con los 380 canales detallados	48
6.3.	Evolución de la Reactividad con el Quemado Uniforme del Núcleo	49

6.4.	Variación en Reactividad del Xenón.....	50
6.4.1.	Núcleo Fresco	50
6.4.2.	Núcleo de Referencia	51
6.5.	Valor en Reactividad para 100% de Vacío de Refrigerante vs Quemado Uniforme... 51	
6.6.	Reactividad en función del Porcentaje de Vacío de Refrigerante para Núcleo Detallado con Quemado de Referencia	53
6.6.	Reactividad en función de la temperatura del combustible.....	55
6.7.	Reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante	62
6.8.	Reactividad en función de la temperatura y densidad del moderador	67
7.	CONCLUSIONES	71
8.	AGRADECIMIENTOS.....	73
9.	REFERENCIAS.....	75
	APÉNDICES	77
	Apéndice A: Entrada de Datos Referencia del Código WIMS.....	77
	Apéndice B: Entrada de Datos Referencia del Código CITVAP (Modelo 4560 EC).....	81
	Apéndice C: Entrada de Datos Referencia del Código CITVAP (Modelo Simplificado)	89

1. INTRODUCCIÓN

El reactor de agua pesada presurizada (PHWR) Embalse-CANDU es de propiedad y operación de Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NA-SA.). El reactor de unidad única CANDU 6 tiene una salida de aproximadamente 648 MWe. Su construcción se inició en 1976, y en Diciembre de 1982, comenzó la carga de combustible. La planta Embalse fue declarada en servicio el 20 de Enero de 1984. Además de proveer electricidad, Embalse es empleada también para producir Cobalto-60, un radioisótopo utilizado en aplicaciones médicas y en industria.

En 2011, NA-SA. firmó un contrato para el reentubamiento del reactor Embalse, comunmente llamado extensión de vida. Durante este proceso, los 380 canales combustibles y tubos de calandria, junto con los 760 alimentadores, serán reemplazados, conjuntamente con otros trabajos de mantenimiento.

Dentro de este marco de reactivación de proyectos nucleares la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) tomó la iniciativa de implementar modelos de cálculos propios para las Centrales.

Actualmente, el Grupo de Termohidráulica de la Subgerencia Evaluación de Seguridad Radiológica y Nuclear en Reactores Nucleares está desarrollando un modelo de la Central Nuclear Embalse (CNE) en RELAP (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) [1]. Este código permite simular el comportamiento acoplado del sistema refrigerante y del núcleo del reactor para distintos transitorios operacionales o accidentales propuestos. Para alimentar el módulo de cinética puntual embebido en el RELAP se necesita generar curvas de realimentación de reactividad con la temperatura de combustible, del moderador, densidad y temperatura de refrigerante, etc. El objeto de este trabajo es obtener para la Central Nuclear Embalse el comportamiento de la reactividad en función de la variación de diversos parámetros del núcleo e.g., temperaturas de sus componentes, densidades, etc.

Los cálculos se hicieron con la combinación de los Códigos de celda WIMS (Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System) [2] y de cálculo de reactor CITVAP [3] (nueva versión del código CITATION-II [4] desarrollada por la división de Ingeniería Nuclear de INVAP S.E.). Con el primer código se hallaron las secciones eficaces correspondientes a una celda tipo cluster cilíndrica representando a un elemento compuesto por 37 barras combustibles, refrigerante y moderador y cada barra combustible constituida sólo por las pastillas de UO_2 natural y la vaina de Zry-4.

Las reactividades se obtuvieron con el programa CITVAP versión 3.5 para dos modelados diferentes del núcleo, esta versión del Código que fue desarrollada por INVAP para la Central Nuclear Atucha II permite aumentar el número de regiones a utilizar en la descripción geométrica del núcleo, lo que facilitó realizar una representación del mismo con todos sus canales. Por lo tanto, uno de los modelos del núcleo estuvo compuesto por 380 canales combustible y 12 zonas axiales (es decir 4560 regiones combustibles), reflector de D_2O y absorbente negro para simular el borde de la calandria. En el segundo modelado se trató un núcleo simplificado cilíndrico dividido en 12 capas axiales coincidentes con cada uno de los 12

EC que componen un canal combustible y cada capa compuesta por un disco central con el material (i.e. secciones eficaces) obtenido a través de la celda homogeneizada y condensada con el WIMS rodeado de agua pesada reflectora. La condición de contorno utilizada en el borde de la calandria fue flujo nulo a distancia extrapolada. En ninguno de los dos casos modelados se incluyeron las barras de control ni las zonas líquidas, pues la versión del programa CITVAP disponible no lo permite para estas geometrías de núcleo.

Se observó así, la respuesta en reactividad para distintas configuraciones del núcleo y parámetro de interés. Se efectuaron cálculos para núcleo fresco, para núcleo con distintos rangos de quemado uniforme y para una distribución de quemado de los elementos combustibles genuina de la CNE (quemado de referencia). Este estado seleccionado de operación es el correspondiente a los 5189 días de plena potencia (dpp). En cuanto a los parámetros de interés, se evaluó la reactividad en función de las posibles temperaturas y densidades del combustible, refrigerante y moderador.

Se calculó la evolución de la reactividad con el quemado uniforme del núcleo, la variación de reactividad debida al Xenón en un núcleo fresco y con quemado de referencia, la variación de reactividad para el 100% de vacío de refrigerante versus el quemado y la variación de reactividad en función del porcentaje de vacío de refrigerante.

Se evaluó además la respuesta en reactividad frente a variaciones de la temperatura de combustible y frente a variaciones de la temperatura del refrigerante y su respectiva densidad y, en particular, para una temperatura fija, de interés en los cálculos termohidráulicos, en función del porcentaje de vacío de refrigerante. Estos análisis se llevaron a cabo, en particular para la situación de quemado de referencia pues fueron los solicitados para incluir en el Código RELAP. Con respecto al moderador, se calculó el cambio en reactividad que se produce desde 20°C hasta que se alcanza la temperatura en operación que tiene el mismo, en dos casos, modificando la densidad o dejándola invariante.

Como el Código WIMS permite estimar (simulando un reactor finito a través el buckling) los valores de reactividad en función del quemado dado por el cálculo de celda para distintas situaciones de utilidad (ej., con y sin presencia de refrigerante), se compararon los valores dados por éste con los obtenidos para los distintos modelos del núcleo en el CITVAP. Es así que, la evolución de la reactividad con el quemado uniforme de todo el núcleo utilizando los datos nominales de operación del reactor sin perturbar parámetro alguno presentó diferencias que no superaron el 5.5% (tomando como referencia al núcleo detallado), salvo para las reactividades próximas a cero. Por otra parte, pudo calcularse que la diferencia de reactividad debido a un vacío de refrigerante del 100% va desde alrededor de los 1600 pcm hasta aproximadamente 1200 pcm a medida que aumenta el quemado en el núcleo. Estos valores resultaron similares tanto para el cálculo de celda como el de reactor. En particular el coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante (100% vacío) correspondiente al estado de referencia del núcleo con un quemado promedio de 3965.1 MWd/TU fue de 1331 pcm.

Se determinó además que el valor de la reactividad del Xenón es de 2800 pcm tanto para núcleo fresco como de referencia (5189 dpp).

En cuanto a los resultados que constituyeron la motivación y principal punto de interés de este trabajo exhibieron que, la reactividad absoluta (valor crudo dado por el código) en función de temperatura de combustible decrece desde aprox. 1535 pcm (a 250 °C) hasta alcanzar un mínimo cerca de los 1219 pcm (a 1500°C) para luego crecer obteniéndose cerca de 1534 pcm a 2955 °C (cubre holgadamente el rango hasta la temperatura de fusión de la pastilla). Con referencia al comportamiento de la reactividad con el refrigerante, como es de esperarse, se observa el aumento con el incremento de temperatura y la disminución de su densidad, desde aproximadamente 450 pcm hasta 1400 pcm para un rango de temperaturas entre 70 y 300 °C. A densidades bajas, menores que 0.29 g/cm³ la reactividad puede llegar a ser mayor que 2200 pcm. Aunque debe notarse que lo fundamental son las variaciones relativas de reactividad con respecto al estado de referencia, ya que el modelo utilizado si bien es bastante detallado no incluye detalles como los mecanismos de reactividad y materiales estructurales que afectan a la reactividad.

Cálculos correspondientes al núcleo con la distribución de quemado de referencia mostraron que el coeficiente de reactividad promedio por temperatura del moderador, cuando esta sube desde los 20°C hasta el valor de referencia (71°C) es de 5.84 pcm/°C si la densidad se mantiene fija mientras que desciende a 2.73 pcm/°C cuando se tienen en cuenta las modificaciones que se producen con la temperatura.

La estructura de este trabajo es la siguiente: en la sección 2, se realiza un breve resumen de las características de diseño del núcleo de la CNE y sus principales parámetros constructivos se detallan en la sección 3, debe mencionarse que la descripción de la sección 2 se incluyó por razones de completitud pero que pueden obviarse si se conoce la central; en la sección 4 se describen los Códigos y metodología de cálculo y en la sección 5 los modelos de celda y reactor que se elaboraron. Finalmente los resultados obtenidos y su análisis se realizan en la sección 6.

2. REACTOR DE POTENCIA TIPO CANDU-PHWR: DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DEL REACTOR Y DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

2.1. Características Generales

CANDU (una marca registrada de Atomic Energy of Canada Ltd.) es sinónimo de "Canadá Deuterio Uranio". Se trata de un reactor de potencia de agua pesada a presión diseñado por primera vez en la década de 1950 por un consorcio entre el gobierno de Canadá y la industria privada.

El diseñador original del CANDU es AECL (Atomic Energy of Canada Limited), una corporación federal creada en 1952. A partir del 1 de octubre de 2011 la responsabilidad de todo el diseño comercial CANDU, servicios de mantenimiento, y la comercialización fue trasladada a Mississauga, Candu Energy Inc. radicada en Ontario (una subsidiaria de la firma de ingeniería SNC Lavalin con sede en Montreal), que compró estos derechos de AECL.

Algunas características de diseño del reactor CANDU son [1]:

- Un núcleo de reactor que comprende varios cientos de canales de combustible de pequeño diámetro en lugar de un gran recipiente a presión.
- Agua pesada (D₂O) para moderador y refrigerante.
- Sistemas independientes de refrigeración de combustible de alta presión y de baja presión del moderador.
- Reabastecimiento de combustible en operación.
- Dispositivos de reactividad ubicados en el moderador frío de baja presión, y por lo tanto no sometidos a altas temperaturas o presiones.
- El combustible es uranio natural.
- Reducción de las consecuencias debidas a fluctuaciones accidentales de reactividad – el exceso de reactividad del combustible disponible es pequeño.
- Dos sistemas de parada de seguridad, totalmente independientes uno de otro y del sistema de regulación del reactor.

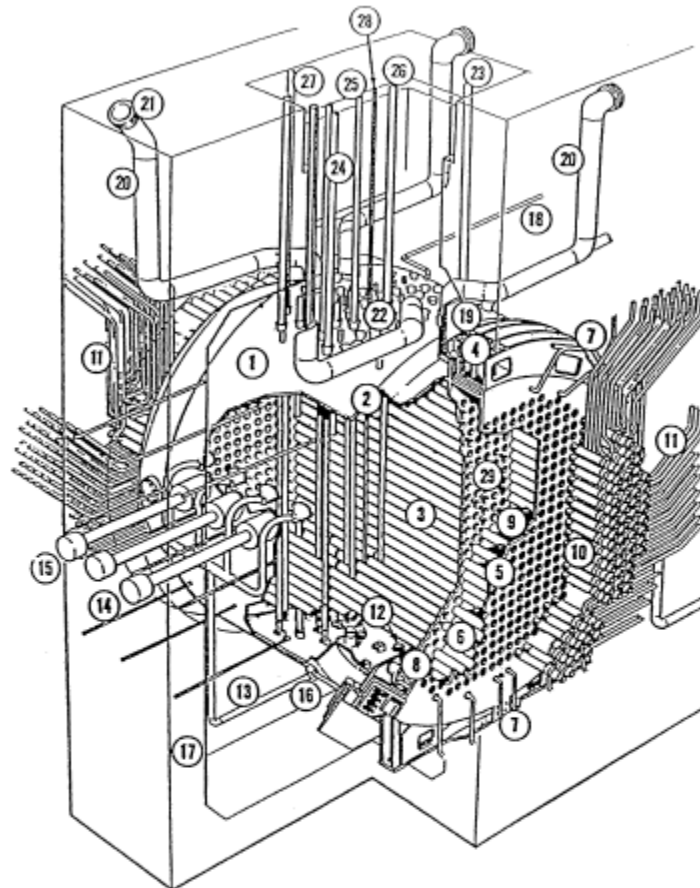
2.2. Conjunto del Reactor

El reactor CANDU600-PHWR [2] [3] [4] es un reactor moderado con agua pesada y alimentado por uranio natural que utiliza el concepto de tubo de presión.

En este reactor los elementos combustibles (EC) están confinados en tubos horizontales denominados tubos de presión. Estos están alojados en un recipiente cilíndrico llamado calandria que contiene al moderador y al reflector de agua pesada. El moderador se halla a una temperatura entre los 43°C y 71°C entre entrada y salida y a unas pocas atmósferas de presión. El arreglo total se muestra en la Figura 1. El agua pesada refrigerante a alta presión y temperatura (la temperatura de entrada y salida del refrigerante en la CNE es de 266°C (98,88 atm=10MPa) /311°C (110,9 atm=11.2 MPa) [3]) es bombeada a través de los tubos de presión transmitiendo el calor desde el combustible a los colectores de salida y a los generadores de vapor (ver Figura 2). En cada extremo del

reactor están ubicados dos bombas y dos generadores de vapor de tal manera que el flujo de refrigerante tiene una dirección en una mitad de los canales y dirección opuesta en la otra mitad [1].

Un presurizador mantiene la presión del circuito en un valor relativamente alto. Esto permite obtener en el primario elevadas temperaturas, y mantener el refrigerante en fase líquida, lo cual a su vez facilita generar vapor a una presión suficiente para lograr eficiencias razonables del ciclo de la turbina.



- | | | |
|--|--|---|
| 1. Calandria | 11. Tubos de alimentación | 21. Disco de ruptura |
| 2. Carcasa de la calandria | 12. Salida del moderador | 22. Boquillas para las unidades de control de reactividad |
| 3. Tubos de calandria | 13. Entrada del moderador | 23. Visor |
| 4. Anillo empotrado de extremo | 14. Detector de flujo horizontal y unidades de inyección de agua | 24. Barras de corte |
| 5. Placa-tubo de intercambio de combustible | 15. Cámara de ionización | 25. Barras alisadoras |
| 6. Tubo de la red de blindaje de extremo | 16. Moderación sismica | 26. Barra absorbente de control |
| 7. Tubos de refrigeración de blindaje de extremo | 17. Pared de lechito del reactor | 27. Unidades de control zonal líquido |
| 8. Filtro de entrada y salida | 18. Tubería al tanque de expansión térmica del moderador | 28. Detector de flujo vertical |
| 9. Blindajes de bolas de acero | 19. Placas de blindaje | 29. Tubos de calandria |
| 10. Conexión final del canal de combustible | 20. Tubos de descarga del moderador | |

FIGURA 1: Montaje de un Candu 6

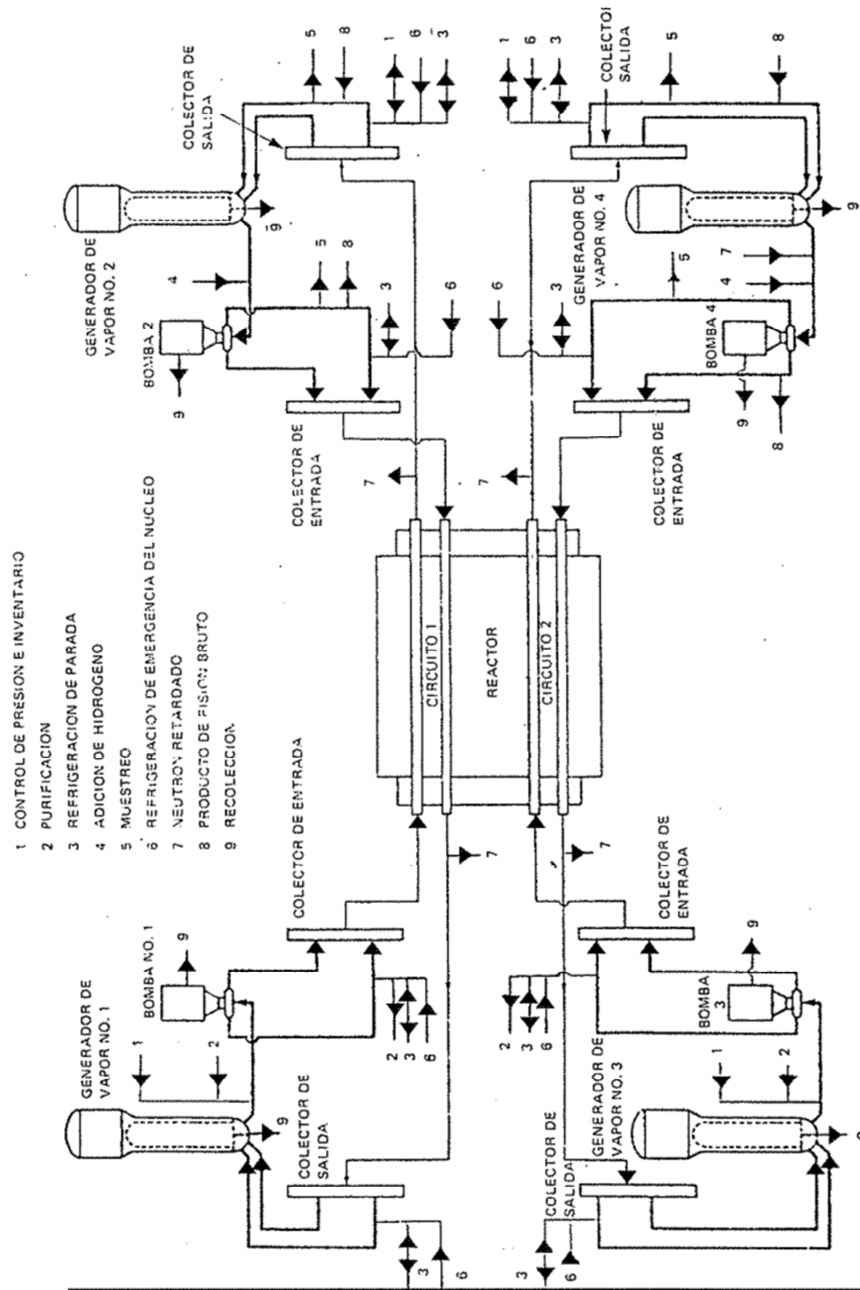


FIGURA 2: Diagrama de flujo del circuito principal del sistema primario de transporte de calor

Los neutrones producidos por la fisión nuclear son moderados por el D_2O en la calandria. El D_2O circula a través de sistemas que lo enfrían y purifican, y controlan las concentraciones de venenos neutrónicos solubles (Gadolinio) utilizados para ajustar la reactividad.

Alrededor de un cuatro por ciento de la potencia térmica del reactor se deposita en el moderador. Ésta se debe a la radiación gamma, a la moderación de los neutrones y a la transferencia de calor desde los canales combustibles, siendo la primera la contribución más significativa.

El sistema incluye dos bombas de capacidad 100 por ciento, intercambiadores de calor de capacidad de flujo de 50 por ciento enfriados por agua de enfriamiento recirculada y un número de válvulas de control y chequeo (Ver Figura 3). También posee conexiones para la

purificación, adición de gadolinio y sistemas de recolección, suministro y muestreo de agua pesada (D_2O).

El arreglo en serie/paralelo del sistema de líneas y válvulas permite que la salida de cada bomba sea colectada por ambos intercambiadores de calor y asegura un aceptable nivel de enfriamiento del moderador cuando cualquiera de las dos bombas se aísla para mantenimiento. La potencia del reactor debe reducirse a aproximadamente un 60% si uno de los intercambiadores de calor se aísla. Su función primaria es enfriar el moderador, controlar el nivel de agua pesada en la calandria, mantener la temperatura en la entrada en aproximadamente $70^{\circ}C$.

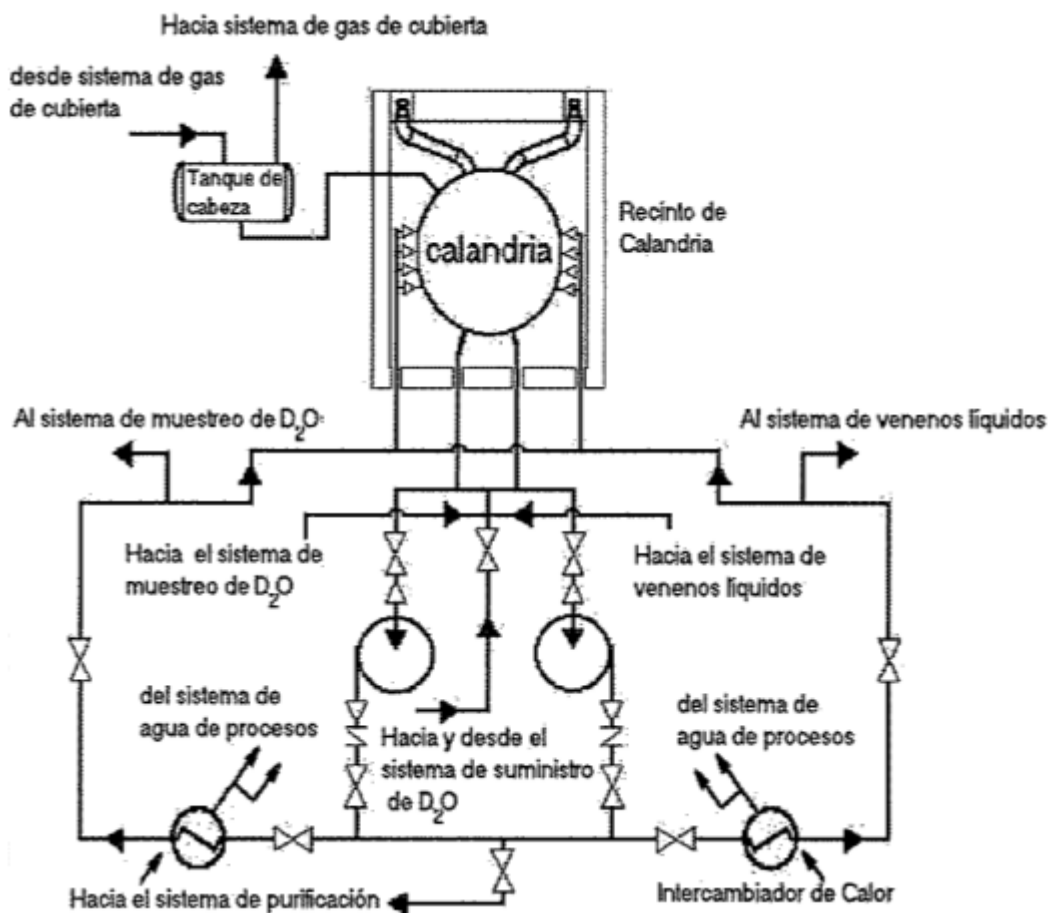


FIGURA 3: Sistema del Moderador

2.2.1. Núcleo del Reactor

Consiste principalmente del recipiente de calandria cilíndrico horizontal, constituido por una sola pared de cascaras escalonadas y cerrado en los extremos por placa-tubos que forman un blindaje final [5]. Esta cubierta escalonada (ver la Figura 4) se compone de una carcasa principal con una pequeña sub-carcasa en cada extremo. Placas flexibles anulares soldadas a la carcasa principal y a las sub-carcasas forman la pared del depósito en cada escalón.

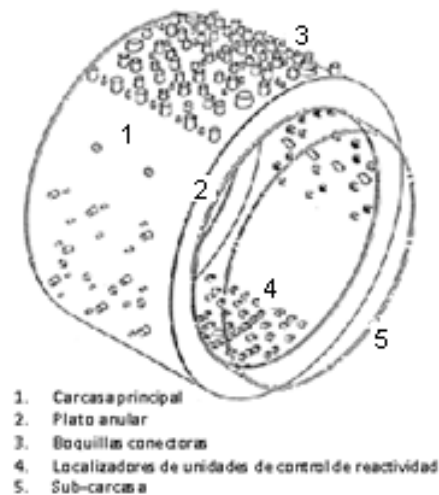


FIGURA 4: Carcasa de Calandria

La calandria, de acero inoxidable, tiene aproximadamente 5.96 metros de longitud por 7.6 m de diámetro, y su propósito principal es contener el agua pesada del moderador y reflector y soportar el arreglo de los 380 canales combustibles que la atraviesan horizontalmente en forma axial. Estos están compuestos por los tubos de presión construidos de circonio y 2.5 % de niobio, y conexiones terminales de acero inoxidable, las que están mandriladas a la placa tubo interna del reactor. Las dimensiones de estos canales son: diámetro interno 103.4 mm, espesor 4.19 mm y longitud 6.3 m, ubicados casi totalmente dentro del reactor (ver Figura 5).

Los tubos de presión están rodeados por los tubos de calandria. Los tubos de calandria (y por lo tanto los EC) están dispuestos en una red de paso cuadrado de 285.75 mm conformando un núcleo cilíndrico (ver Figura 6). Estos están hechos con costura soldada, de una aleación recocida de Zircaloy-2 y sus extremos están sellados a la calandria formando unas juntas de alta integridad, estancas [6].

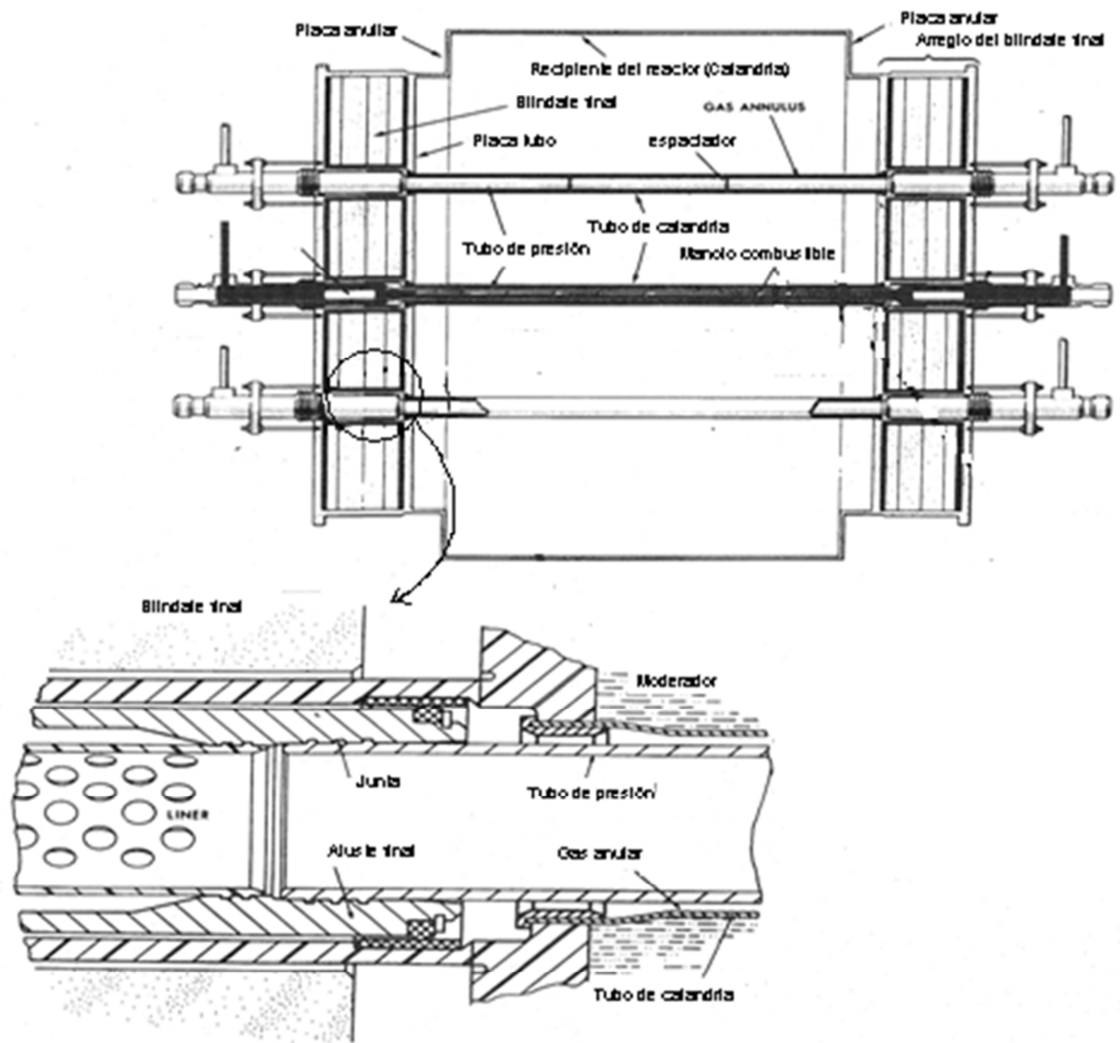


FIGURA 5: Conjunto de Calandria

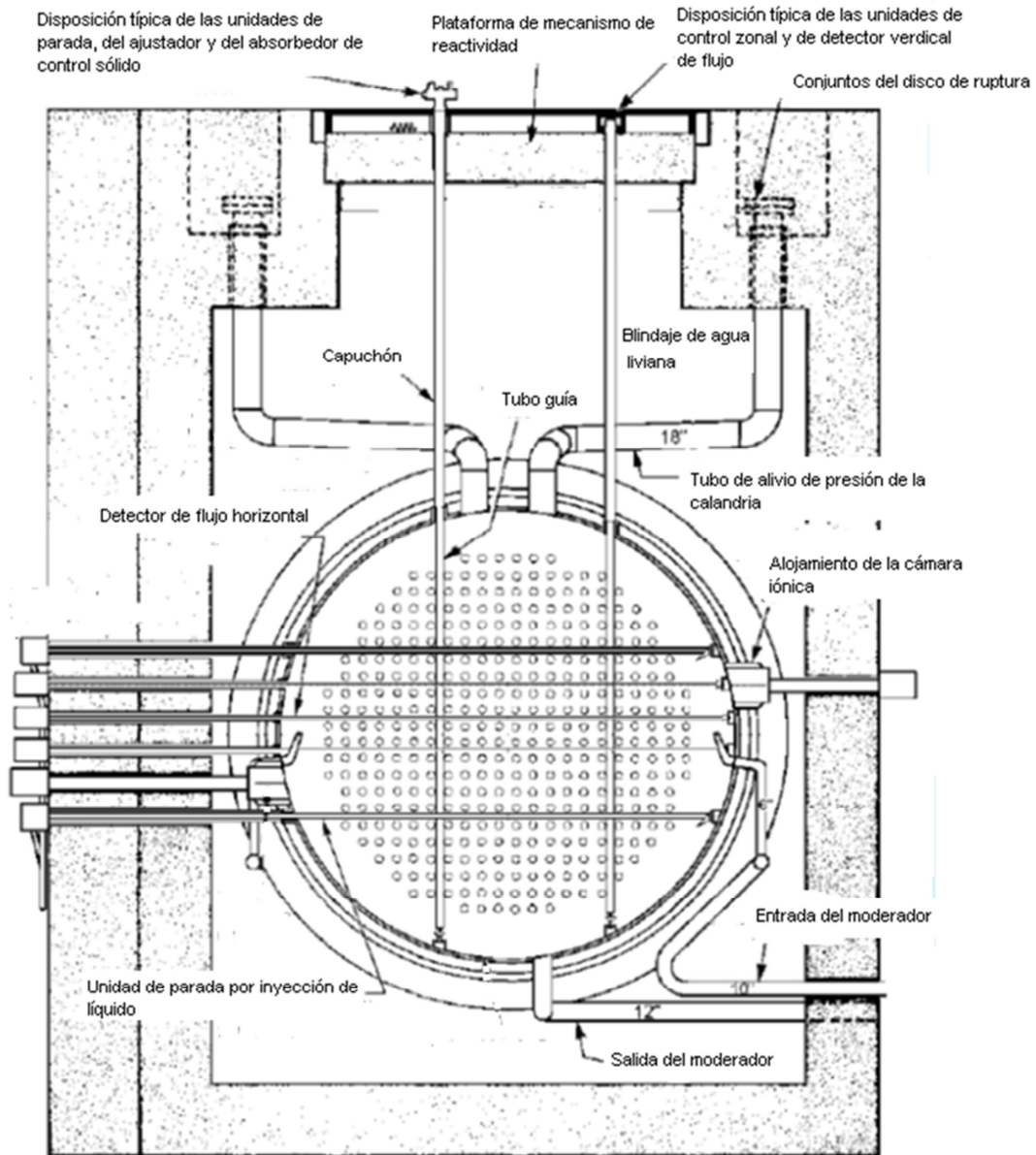


FIGURA 6: Vista transversal del extremo del Reactor

La calandria también soporta los tubos guía para dispositivos de reactividad e instrumentación en el núcleo. Los mismos pasan entre los tubos de calandria y por lo tanto están situados en el ambiente del moderador de baja presión.

El montaje de la calandria está embebido en agua liviana que llena una bóveda de hormigón revestida de acero al carbono. La cáscara de la calandria tiene en cada extremo un escudo conteniendo material de blindaje biológico en la forma de bolas de acero al carbono y agua liviana. Un extremo común del final del blindaje y la calandria está fijado a la bóveda de la calandria con el propósito de limitar la respuesta sísmica del arreglo de la calandria [7].

2.2.2. Tubos de Presión

Cada tubo de presión está aislado del tubo de calandria y a su vez aislado del agua pesada moderadora por el tubo de calandria concéntrico (Ver Figura 7). El espacio anular entre los mismos contiene CO₂ suministrando así, una aislación térmica entre el refrigerante primario y el moderador. Dicho gas, permite además detectar la presencia de fallas en los tubos de presión o en los de calandria. Esta configuración da como resultado una operación del sistema del moderador independiente de la alta temperatura y alta presión del refrigerante en el tubo de presión. Luego la calandria opera a casi presión atmosférica obviando, por lo tanto, la necesidad de un recipiente de presión de alta resistencia.

Debido a la separación física del refrigerante y moderador, el último opera a la relativamente fría temperatura de ~70°C pudiendo actuar como un sumidero de calor bajo ciertas condiciones de accidente, tales como la que podrían ocurrir con una ruptura del tubo de presión.

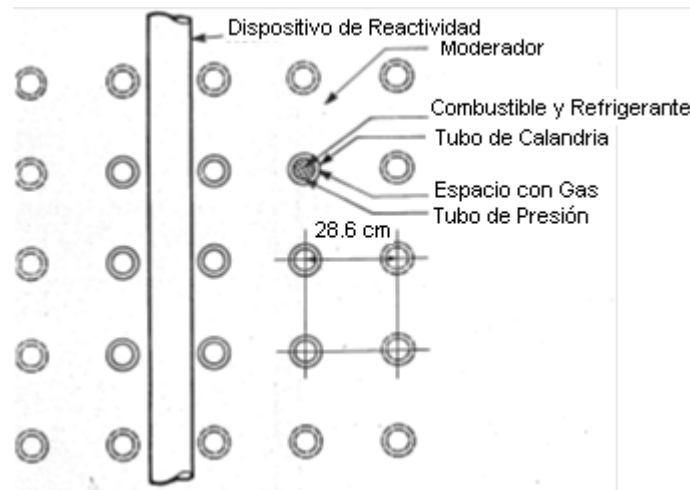


FIGURA 7: Esquema de los canales combustibles

Los tubos de presión construidos de Zircaloy 2, contienen los elementos combustibles y el agua pesada refrigerante (ver Figura 7), tienen un diámetro interno de 129 mm y un espesor de pared de 1.37 mm. Cerca del extremo exterior están los alimentadores para la entrada y salida de refrigerante.

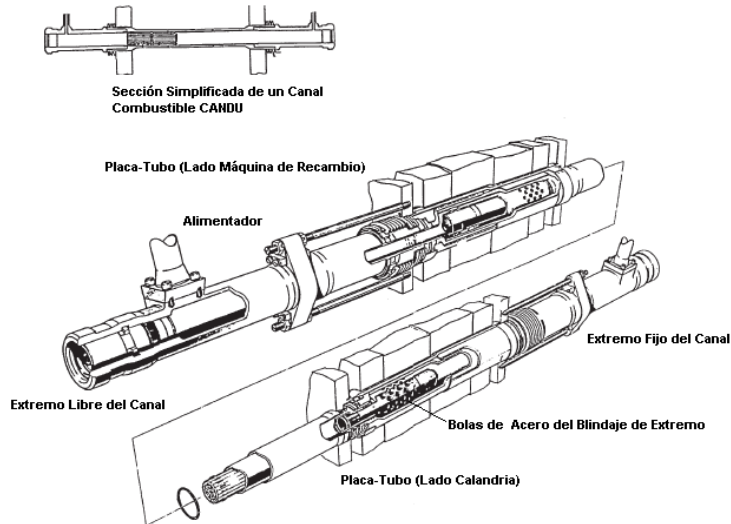


FIGURA 8: Canal Combustible CANDU-PWHR

Los tubos de presión a su vez son soportados parcialmente por espaciadores anulares entre los tubos de calandria y los mismos. Las conexiones terminales fueron diseñadas de modo tal de permitir un movimiento relativo axial entre el canal de combustible y el tubo pasante del blindaje extremo para permitir la expansión térmica.

2.2.3. Elementos combustibles

El elemento combustible (EC)(ver Figura 9), para centrales CANDU de 600 MW(e), está compuesto por 37 barras combustibles (BC), de sección circular dispuestas en capas circunferenciales concéntricas y soldadas por ambos extremos a sendas placas de forma circular, denominadas grillas, que le confieren rigidez al conjunto. La longitud de la calandria de 5.96 m hace que en cada canal combustible se alojen 12 EC. Por otra parte, cada BC está constituida por:

- a) Un tubo o vaina de Zry4, revestido interiormente de una fina película de grafito, en cuya superficie exterior, en la zona periférica central, se encuentran soldados pequeños apéndices de aleación de circonio de sección rectangular, denominados espaciadores, en cantidades variables según la ubicación de la barra en el conjunto del EC; estos tienen por función evitar el contacto entre las vainas.
 - b) Aproximadamente 35 pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (UO₂) natural (0.7% de ²³⁵U) sinterizado, limitadas por la vaina bajo atmósfera de helio.
 - c) Dos tapones de Zry4 soldados a los extremos de la vaina y que, además de efectuar el sello hermético al conjunto vaina-pastilla, sirven para posibilitar la unión, por soldadura, de cada vaina a las grillas.
- Cada una de las vainas de las barras externas del EC lleva, además, tres apéndices metálicos soldados; en el centro y en los extremos de la vaina, denominados patines y que cumplen la función de mantener separado al EC del canal de combustible.

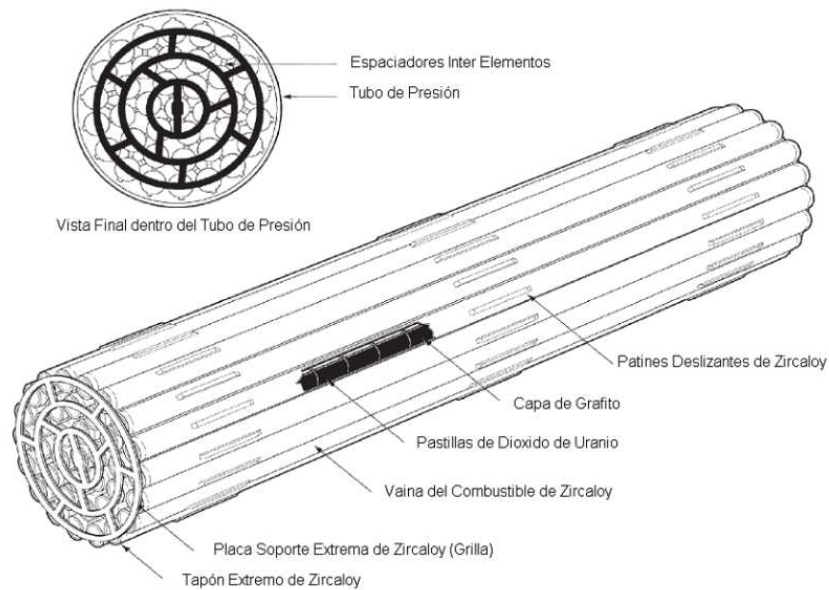


FIGURA 9: Elemento Combustible

Pastilla combustible: Tiene forma de un cilindro recto circular de aproximadamente 13 mm de altura y de 12,14 mm de diámetro; la superficie lateral presenta un acabado superficial dado por un proceso de rectificado. La forma de la superficie de las bases está dada por un casquete esférico, con su polo orientado hacia el centro de la pastilla, incluido o rodeado por una superficie anular tronco cónica (de gran abertura), denominada “hombro”, y siendo la base del cono la sección recta del cilindro. La pastilla está constituida por dióxido de uranio natural sinterizado y sus valores de densidad y relación oxígeno-uranio, respectivamente 10.60 gr/cm³ y 2.005 aproximadamente, aseguran valores aceptables de la temperatura del óxido y de la retención de gases de fisión.

Vaina: La vaina está constituida de una aleación de circonio, Zircaloy 4 (Zry4), de comportamiento adecuado por su resistencia a la corrosión y absorción de hidrógeno. La vaina está revestida interiormente por una fina película de grafito que reduce la interacción con las pastillas.

Espaciadores: Los espaciadores soldados a las vainas son de Zircaloy

Barra combustible: La estanqueidad de las barras combustibles está dada por dos tapones soldados por resistencia a la vaina. El volumen libre interior de la barra es suficiente para alojar los productos de fisión.

2.2.4. Dispositivos para Control de la Reactividad

En el reactor de la CNE hay 6 formas de cambiar el estado de reactividad del núcleo (excluyendo el recambio de combustible en operación). Cuatro de estas son utilizados como funciones de control normal (incluyendo la parada), y dos son usados para sistemas de seguridad especiales para parada rápida durante condiciones accidentales.

Para propósitos de control se utilizan:

- a) 14 zonas líquidas controladoras (Compartimentos donde se puede variar la altura de agua liviana)
- b) 21 barras ajustadoras (Co)
- c) 4 absorbentes de control mecánico (Cd)
- d) Veneno en moderador (B-Gd)

Para el SDS (Shutdown Systems) se utiliza lo siguiente:

- e) 28 Unidades de corte de Cadmio (SDS1)
- f) 6 Inyectores de Gadolinio al moderador (SDS2)

Todos los dispositivos de reactividad están localizados o introducidos dentro de tubos guías posicionados en el entorno de baja presión del moderador.

3. CENTRAL NUCLEAR EMBALSE: DATOS DEL REACTOR DE INTERÉS PARA LOS CÁLCULOS NEUTRÓNICOS

En esta sección se presentan en las Tablas I a IV los datos que fueron necesarios para la elaboración de los modelos de celda y de reactor. Los valores de las magnitudes que figuran en las mismas son los consignados en los documentos de referencia de cada una. En las Tabla I se consignan datos constructivos de la calandria, y parámetros de referencia (temperaturas y potencia), mientras que en las Tabla están los datos correspondientes al EC. Los pesos moleculares y fracciones de los isótopos que componen el UO₂ utilizados en los cálculos figuran en la Tabla III. Por último en la Tabla IV están los datos de los materiales utilizados para el modelo de celda.

Tabla I: Montaje de la Calandria y Temperatura de las Componentes		
Magnitud	Valor	
Datos correspondientes al DM-18-31200-01-01		
Recipiente de la Calandria		
Diámetro interior	24 ft 11 in	7.874 m (radio = 393.70 cm)
Diámetro interior de las 2 subcapas del recipiente	22 ft 2 in	6.7564 m (radio = 337.32 cm)
Tubos de Calandria		
Diámetros interior	5.077 in	0.1289 m (radio = 6.4478 cm)
Espesor pared	0.054 in	1.3716 10 ⁻³ m
Radio exterior (calculado según datos)		0.0658 m
Datos correspondientes al DM-18-37000 Rev.1		
Longitud activa de los elementos		495.30 ± 0.76 mm
Diámetro interno del Tubo de Presión (TP)		103.38 +0.84 mm (radio = 5.169 cm)
Datos correspondientes al Capítulo 4, Vol. 1 del Informe Final de Seguridad del 19/10/2012		
Espesor promedio de la pared del tubo de presión		4,343 mm
Radio exterior del tubo de presión(calculado según datos)		5.6033 cm
Temperatura efectiva del combustible empleada para calcular los parámetros del reticulado		687 °C
Temperatura del moderador		71 °C
Temperatura del refrigerante, promediada en el canal		290 °C
Material tubo de presión		Zr: 2.5% Nb
Material tubo de calandria		Zr-2

Referencias de Tabla I: [8], [9] , [10]

Tabla I: Montaje de la Calandria y Temperatura de las Componentes

Tabla II: PARÁMETROS DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE	
(Datos correspondientes al DM-18-37000 Rev.1)	
Generalidades	
Material combustible	Pastillas sinterizadas de UO ₂ natural
Material estructural	Zircaloy-4
Tipo de montaje	Elementos soldados de 37 barras cilíndricas en disposición circular con apéndices soldados
Longitud del elemento combustible (manejo)	495.30 ± 0.76 mm
Pastillas de UO₂	
Diámetro (nominal)	12.15 mm
Radio de la parte plana (nominal)	5.57 mm
Largo de la pila (nominal)	480.00 mm
Vaina	
Diámetro externo	13.08 ± 0.04 mm
Espesor de pared	0.42 ± 0.04 mm
Espesor (mínimo) de grafito	2.5 µm
Conjunto Elemento	
Diámetro de las circunferencias formadas por los centros de las barras combustibles (nominales)	
Corona exterior	86.6 mm
Corona intermedia	57.5 mm
Corona interna	29.8 mm
Masa del Material (por manejo)	
Uranio	18.822 kg
UO ₂	21.352 kg
Total Zircaloy-4	2.342 kg
Volúmenes de Material (por manejo) frío	
Pastillas de UO ₂	2.013 x 10 ⁶ mm ³
Total Zircaloy -4	3.548 x 10 ⁵ mm ³

Referencia de Tabla II: [9]

Tabla II: Parámetros del Elemento Combustible

Tabla III : Peso Molecular UO ₂			
Nucleído	PM* (g)	Fraccion en Uranio natural*	PM UO ₂
U235	235043925	0.0072	270.0187
U238	238050786	0.992746	
U234	234040947	0.000054	
O16	159949146		
*Datos de Chart of Nuclides de General Electric			

Referencia de Tabla III: [11]

Tabla III: Pesos Moleculares

Tabla IV: Datos de los Materiales utilizados en el Modelo de Celda ⁽¹⁾				
Datos de materiales		Magnitud		
		(% peso)	(g/cm ³)	(°K)
Composición de la Vaina (Zry-4)	Zr	98.115		
	Sn	1.45		
	Fe	0.21		
	Cr	0.1		
	O	0.125		
Densidad de la Vaina			6.55	
Temperatura de la Vaina				563.16
Composición del Refrigerante	H	0.11972		
	D	19.89814		
	O	79.98214		
	Li	0.00005 ppm ⁽²⁾		
Densidad del Refrigerante			0.81486	
Temperatura del Refrigerante				563.16
Composición del Moderador	H	0.01678		
	D	20.08318		
	O	79.90003		
Densidad del Moderador			1.08411	
Temperatura del Moderador				344.16
Composición del Tubo de Presión (Zr-2.5%Nb)	Zr	97.39		
	Nb	2.56		
	O	0.11		
Densidad del Tubo de Presión			6.51	
Temperatura del Tubo de Presión				563.16
Composición del Tubo de Calandria (Zry-2)	Zr	98.12972		
	Sn	1.45		
	Fe	0.135		
	Cr	0.1		
	Ni	0.55		
	O	0.125		
Densidad del Tubo de Calandria			6.55	
Temperatura del Tubo de Calandria				344.16
Composición del Gas Anular (CO ₂)	C	27.2916		
	O	72.7084		
Densidad del Gas Anular			0.0014	
Temperatura del Gas Anular				453.11

(1) No se considera el Li en los cálculos con WIMS

⁽¹⁾ Los datos fueron extraídos de la Referencia [12] para el caso correspondiente a 100% Plena Potencia

⁽²⁾ No se considera el Li en los cálculos con WIMS

Tabla IV: Materiales de la Celda

POTENCIA: La Potencia utilizada es 2115.4 MW [13].

4. CÓDIGOS NEUTRÓNICOS UTILIZADOS

Se empleó el sistema integrado **MTR_PC V3.0** Neutronic, Thermalhydraulic and Shielding Calculations on Personal Computers [14], desarrollado por INVAP S.E. Sistema modular del cual se utilizaron los siguientes Códigos para realizar los cálculos y manejar las bibliotecas de Secciones Eficaces (XS) y Biblioteca de datos nucleares:

WIMS-OIEA Library: Biblioteca de Datos Nucleares de 69 grupos de energía, desarrollado en el Proyecto de actualización de la Biblioteca Wims (WLUP- su sigla en inglés) del 2002, que fue auspiciado por OIEA.

WIMS5B (Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System [15]): programa para el cálculo de celda.

POS_WIMS v2.0: Programa para condensar y homogeneizar las secciones eficaces macroscópicas provistas por la salida del Código WIMS.

HXS v4.1: Programa que maneja la biblioteca de secciones eficaces. Efectúa el nexo entre el cálculo de celda y el cálculo de núcleo

CITVAP v3.5: Código de Cálculo de Reactor [16] (Versión nueva del Citation II [17]). Esta versión del código se generó para efectuar los cálculos de la Central Nuclear Atucha II que tiene barras de control que penetran de manera oblicua. Este diseño único obligó a la modificación del código con el fin de permitir al usuario modelar y operar estas barras de control de una manera simple y eficiente. CITVAP puede manejar geometría rectangular (XYZ), cilíndrica (θ RZ), y triangular (TZ), siendo este último, particularmente útil para el modelado de los reactores de paso de red triangular o hexagonal como CNA II. Esta versión incluye la posibilidad de tener un mayor número de zonas para describir con mayor detalle el reactor, lo que permitió representar en el modelo los 380 canales por 12 trozos copiando una distribución de quemado de la CNE.

4.1 MTR_PC v3.0 - Descripción General

Sistema integrado que permite realizar: Estudios estacionarios neutrónicos y termohidráulicos, cálculos dependientes del tiempo y del quemado, manejo de combustible, cálculo de posicionamiento de barras de control, cálculos de producción, decaimiento y tratamiento de materiales radiactivos, cálculos de blindajes para radiaciones gamma y neutrónicas, etc.

Sus distintas versiones fueron utilizadas con éxito en las siguientes evaluaciones:

- Conversión del núcleo del reactor TRR (Tehran Research Reactor, Iran) para usar combustible de uranio enriquecido a un poco menos del 20% (LEU) en lugar del 93% (HEU) que empleaba. Este es un reactor tipo MTR de 5MW.
- Diseño y Soporte técnico de cálculos durante el comienzo del reactor NUR (Primera criticidad marzo 1989, Argelia). El NUR es un reactor de investigación de piletta abierta, que tiene una potencia térmica de 1 MW y es refrigerado y moderado por agua liviana y reflejado con grafito. Los elementos combustibles, del tipo MPR con uranio enriquecido a un tenor menor del 20%, son de tipo placa con vaina de aluminio.

- Curso regional de IAEA ARCAL 1989, ARCAL 1990, realizado en Bariloche.
- Diseño del Reactor ETRR2 (Egipto): Reactor tipo MTR de 22 MW El reactor se puso en marcha en 1997. El ETRR-2 es un reactor de pileta abierta. Tiene un núcleo de hasta 30 elementos combustibles con 19 placas por EC, formados por aleación de uranio enriquecido al 19,75% y que suministran en conjunto una potencia nominal de 22 MW térmicos. Es un reactor multipropósito: produce radioisótopos y es utilizado para realizar investigación, entre otras áreas, en física de neutrones, ciencia de materiales, combustibles nucleares y terapia por captura neutrónica de boro.
- Reactor OPAL (Australia): Reactor de agua liviana en pileta abierta de 20 MW, utilizado para investigación científica, producción de radioisótopos e irradiación para materiales de silicio destinados a la industria microelectrónica. El OPAL alcanzó plena potencia en noviembre de 2006 y fue inaugurado oficialmente en abril de 2007.
- Se utilizó en ARN para estudios de licenciamiento de la Central Nuclear Atucha II, se realizó un modelo detallado del núcleo y se analizaron algunos problemas benchmark definidos por NA-SA y se recalcularon algunos parámetros del reactor consignados en el capítulo 4 del Informe de Seguridad de Atucha.

4.2 Metodología del Cálculo Neutrónico

El cálculo de un reactor nuclear es realizado en varios pasos usando diferentes códigos.

Los pasos y códigos conforman lo que denominamos una línea de cálculo.

Se describe a continuación la metodología empleada en los presentes cálculos basada en el uso de secciones eficaces macroscópicas (que se muestra en la Figura 10).

El cálculo del reactor se realiza en dos etapas, el cálculo de celda y el cálculo del núcleo. La celda se define como una porción del núcleo tal que el mismo pueda considerarse como una repetición periódica de dicha celda. En el caso de los reactores PHWR la celda contiene el EC, el refrigerante, componentes estructurales y parte del moderador. En reactores con EC de placas la celda contiene una placa combustible, refrigerante y moderador (coinciden) y materiales estructurales. Las aproximaciones que se hacen para modelar la celda dependen naturalmente de la capacidad del código para representar la geometría (1D, 2D, 3D y distintos sistemas coordenados).

El código de celda resuelve la ecuación de transporte en la celda con condiciones de contorno (habitualmente) periódicas que corresponden a un reactor infinito. Se trata con todo el detalle posible la geometría y se obtiene el flujo neutrónico con detalle en función de la posición y de la energía.

En la etapa del cálculo de núcleo, éste se divide en regiones homogéneas denominadas “canales” cuyas secciones eficaces son las de la celda considerada como un material ficticio homogéneo descrito por sus secciones eficaces a pocos grupos de energía. Estas secciones eficaces se obtienen del cálculo de celda efectuando dos promedios pesados que se denominan “homogeneización” y “condensación” que suelen estar incorporados en el código de celda pero que pueden también post procesarse utilizando los datos y resultados del cálculo de celda (Volúmenes, secciones eficaces macroscópicas y flujo neutrónico).

El código de celda resuelve además las ecuaciones de quemado del combustible actualizando la composición del material combustible para distintos pasos de quemado. Esto permite resolver la celda en cada uno de dichos pasos de quemado y generar secciones eficaces en función del quemado.

El código de celda permite también generar las secciones eficaces de otros materiales “no periódicos” como el reflector, ciertas estructuras, las barras de control, etc.

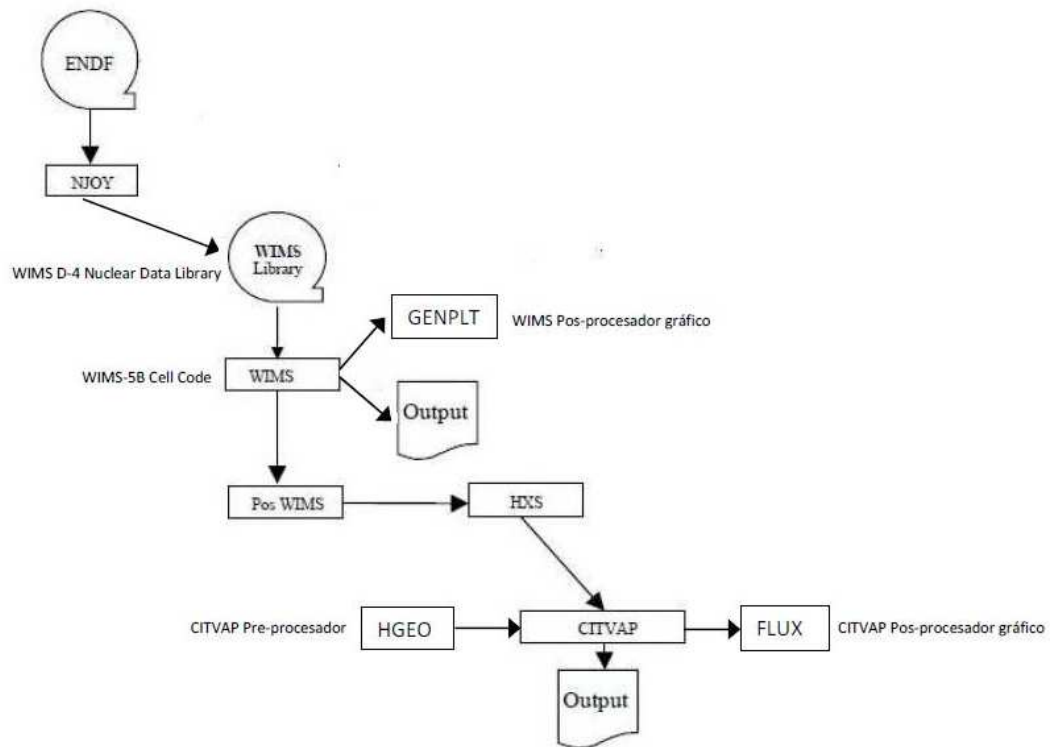


FIGURA 10: Diagrama de Flujo de la Líneas de Cálculos y sus Interfaces

a) **Generación de las bibliotecas de trabajo**

Este paso se realiza utilizando varios códigos integrados en un sistema. Las entradas primarias son los archivos Evaluated Nuclear Data files (ENDF). La salida es la biblioteca de trabajo la cual es usada como entrada en el próximo paso.

En esta línea de cálculo se usan bibliotecas de trabajo del tipo WIMS que tiene actualizaciones del ENDF-B/VI

Nota: ARN no cuenta con la facilidad para crear las bibliotecas del código de celda, las que deben considerarse un dato básico utilizado en los cálculos.

Descripción de las bibliotecas WIMS: Esta contiene toda la información necesaria para los cálculos de quemado y resonantes. Un nuevo conjunto de isótopos (Ir y Te) le fue agregado de la ENDF/B-VI usando el sistema NJOY. Más aún, ésta tiene isótopos incorporados del ENDF/B-VI para la definición de materiales absorbentes (Ag, In, Cd).

Los principales parámetros son los siguientes:

Número de grupos: 69 (Grupos rápidos: 14, Grupos resonantes: 13, Grupos térmicos: 42)

Número de isótopos 83 (Isótopos físi­les o fisionables: 6, Isótopos resonantes: 4, Productos de fisión: 33, Isótopos P1: 4)

b) **Cálculos de Celda**

Este paso se realiza usando uno o varios códigos para generar un conjunto de secciones eficaces macroscópicas (o microscópicas) homogeneizadas para cada componente del núcleo. Estas secciones eficaces son empleadas como entradas para el próximo paso.

La línea de cálculo WIMS-CITVAP para reactores de investigación usa el código WIMS5b (versión PC) que emplea a su vez la biblioteca WIMS.

La distribución de flujo neutrónico dentro de la región a ser calculada puede obtenerse a través de distintos métodos, en este caso de la CNE se seleccionó el método de probabilidades de colisión. El código incorpora un formato libre de entrada y utiliza su propia biblioteca de

datos nucleares, recién detallada en el ítem anterior. Estos datos son: secciones eficaces, parámetros resonantes, datos de quemado.

POS_WIMS: Este post procesador condensa y homogeniza secciones eficaces macroscópicas desde la salida del WIMS.

HXS- Manejo de las Secciones Eficaces: Administra las secciones eficaces macroscópicas.

Este programa tiene las funciones de creación de la biblioteca, adición y extracción de secciones eficaces con formato de varios programas (WIMS, CITVAP en este caso), mezclado de diferentes conjuntos de secciones eficaces, en nuestro caso se lo utilizó para generar las bibliotecas de secciones eficaces a dos grupos de energía a ser utilizada en el cálculo del núcleo con CITVAP.

c) Cálculos de núcleo

Este paso se realiza con el código CITVAP, una versión mejorada por INVAP del bien conocido código CITATION II.

CITVAP: Este código resuelve ecuaciones de difusión en la aproximación de multi-grupos en 1, 2 o 3 dimensiones en geometría rectangular o cilíndrica. La discretización espacial también puede hacerse con mallas triangulares y hexagonales. Los datos nucleares pueden proveerse como bibliotecas de secciones eficaces microscópicas y/o macroscópicas

Las características más relevantes son: realizar cálculos dependientes del quemado con secciones eficaces macroscópicas (MXS), permite simular la gestión de combustible, también con MXS, simular durante el cálculo del reactor con MXS cambios en la posición de las barras de control, permite hallar el núcleo en equilibrio, remplazar materiales durante el cálculo, etc.

5. PREPARACIÓN DE LOS MODELOS PARA LOS CÁLCULOS NEUTRÓNICOS

5.1. Modelado del Elemento Combustible y Cálculo de los datos para la celda de WIMS

La opción elegida en WIMS para el cálculo de transporte fue PERSEUS (método de probabilidades de colisión multicelda para el cálculo de espectros). La biblioteca WIMS_OIEA fue usada con la opción “fewgroups” de 14 grupos. Las secciones eficaces macroscópicas de celda fueron calculadas con la opción de buckling fijo de $6.70454 \cdot 10^{-5} \text{ cm}^2$. El WIMS pone al Xenón en equilibrio a partir del segundo paso de cálculo con lo que las secciones eficaces incluyen el efecto del Xenón. La celda a modelarse en el código WIMS se muestra en la Figura 11. Allí se ve al Elemento Combustible (EC) compuesto por 37 Barras Combustibles (BC) de dióxido de uranio natural dispuestas en forma de “cluster” como muestra el esquema de la Figura. Estas BC están localizadas en el Tubo de Presión (TP) por donde circula el refrigerante (D_2O). El TP con el combustible en su interior están encerrados dentro de otro tubo llamado Tubo de Calandria (TC). Rodea a este último tubo agua pesada no presurizada a baja temperatura que sirve como moderador. El Gap entre el TP y el TC es llenado con Dióxido de Carbono CO_2 seco [8]. Dicho gas actúa como una barrera térmica, restringiendo la transferencia de calor desde el sistema de transporte de calor primario caliente del refrigerante al relativamente frío moderador. Por el hecho de que es gas es seco y relativamente inerte, este anillo de gas también previene la corrosión de los TC y componentes del canal combustible. El monitoreo de este sistema también permite detectar fugas de agua desde el refrigerante o desde el moderador hacia adentro del espacio anular. Los parámetros del EC están dados en la Tabla II. En la Figura 12 se presenta el perfil de cada una de las 37 Barras Combustibles

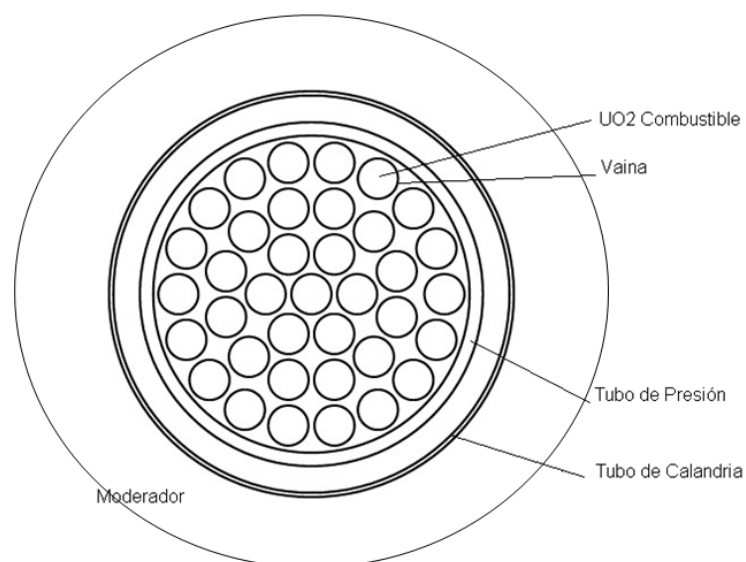


FIGURA 11: Diagrama de la Celda

Observación: Rigurosamente la celda del núcleo de la CNE debería ser cuadrada, como WIMS es básicamente un código unidimensional se considera una celda circular, es decir se toma un

anillo de moderador que rodeará al tubo de calandria conservando el área de la celda cuadrada.

5.1.1. Radios para la Barra Combustible en WIMS

La Figura 12 muestra un corte de la barra combustible, debe aclararse que se trata de un gráfico esquemático fuera de escala.

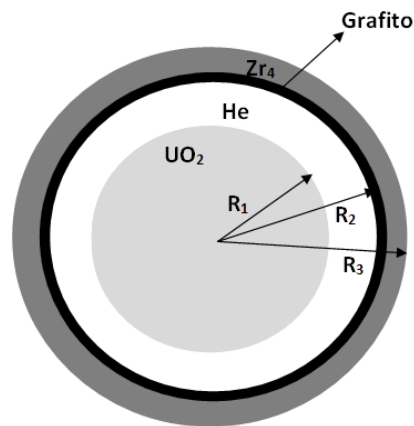


FIGURA 12: Corte de una Barra Combustible (BC)

De acuerdo con la Tabla II, los valores de los radios son:

$$R_1 = 6.075 \text{ mm} , \quad R_2 = 6.12 \text{ mm} \quad \text{y} \quad R_3 = 6.54 \text{ mm}$$

Para describir la barra combustible en el WIMS, la misma se modela considerando sólo dos zonas, una central compuesta por UO_2 de radio R_1 y un anillo adyacente de Zry4 (no se considera la capa de Helio ni la de Grafito que se remplazan por Zry4), de radio exterior R_2^* , ver Figura 13.

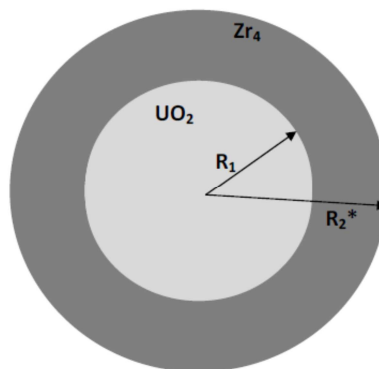


FIGURA 13: Perfil de la barra combustible utilizada para armar la celda de WIMS

Este radio R_2^* es mayor que el dado por el radio externo, R_3 , de la vaina, y la razón de ello es incluir dentro del volumen de la vaina a modelar también a los elementos de Zry4 estructurales de manera tal que el volumen total de Zry4 de las 37 vainas modeladas sea, de acuerdo con la Tabla II, $3.548 \times 10^5 \text{ mm}^3$ (que llamaremos Vol^*), con lo cual R_2^* será:

$$R_2^* = \sqrt{\frac{Vol^*}{37\pi Long_{elementos}} + R_1^2} = \sqrt{\frac{3.548}{37\pi 495.3} + 6.075^2} = 6.5626 \text{ mm}$$

Nota: el volumen solo de las vainas está dado por,

$$Vol = 37 \pi (R_3^2 - R_2^2) Long_{elementos} = 37 \pi (6.54^2 - 6.12^2) 495.3 \text{ mm}^3 = 3.377 \times 10^5 \text{ mm}^3, \text{ con lo cual el volumen modelado resulta aproximadamente un 5\% mayor}$$

5.1.2. Cálculo de la Densidad Efectiva de UO_2

Para este cálculo no se consideran los espacios y hombros que tiene la pastilla de UO_2 los que se suponen rellenos por el UO_2 , además se supone que todo el canal tiene UO_2 de un extremo al otro, completando con UO_2 los espacios entre elementos combustibles y los extremos de cada vaina que en realidad no poseen uranio.

$$\text{Volumen original (pastilla de } UO_2) = 2.013 \times 10^6 \text{ mm}^3$$

$$\text{Volumen modificado a considerar} = Vol_{modif} = 37\pi R_1^{*2} Long_{elementos} = 2.125 \times 10^6 \text{ mm}^3$$

De esta manera la densidad efectiva del combustible resulta:

$$\rho_{UO_2}^* = \frac{\text{Masa de } UO_2 \text{ por elemento}}{Vol_{modif}} = \frac{21.352 \times 10^3 \text{ g}}{2.125 \times 10^3 \text{ cm}^3} = 10.04907 \text{ g/cm}^3$$

La Tabla V, resume los datos utilizados para los cálculos anteriores y los resultados obtenidos, la misma se confecciona en las unidades que utiliza el WIMS (gramos y cm).

Tabla V: Cálculos derivados Tabla II			
Magnitud	Valor (cm)	Valor (cm3)	Valor (g/cm3)
R1 (Radio pastilla uranio)	0.6075		
R2 (Radio interno vaina sin considerar el grafito)	0.6120		
R3 (Radio externo de la vaina)	0.6540		
Volumen original de Zr4 (37 barras por elemento combustible)		3,377E+02	
R2* (Radio modificado para incluir el volumen extra de elementos estructurales)	0.6563		
Volumen* de UO_2 por elemento frío a considerar para el calculo de la densidad		2,125E+03	
Densidad estimada de acuerdo con Volumen*			10,04907

Tabla V: Radios y densidad de combustible para el cálculo con WIMS

5.1.3. Cálculo de los Porcentajes en Peso para el UO₂ natural

El porcentaje en peso en un compuesto se define como:

$$\text{Porcentaje en peso}_{\text{elemento}} = \frac{\text{masa en el compuesto}_{\text{elemento}}}{\text{masa}_{\text{compuesto}}} 100$$

En el caso de UO₂ de uranio natural se tiene:

$$\frac{PM_{UO_2}}{N_A} = \frac{\chi_{U^{235} \text{ en } U_{\text{nat}}} PM_{U^{235}}}{N_A} + \frac{\chi_{U^{238} \text{ en } U_{\text{nat}}} PM_{U^{238}}}{N_A} + \frac{\chi_{U^{234} \text{ en } U_{\text{nat}}} PM_{U^{234}}}{N_A} + 2 \frac{PM_{O^{16}}}{N_A}$$

Donde PM indica peso molecular, χ fracción en uranio natural y N_A número de Avogadro.

Los porcentajes se obtuvieron a partir de los pesos moleculares y fracciones reportados en la Tabla III y los resultados obtenidos empleando las formulas anteriores se muestran la Tabla VI.

Tabla VI: Porcentajes en peso	
Nucleído	%peso en UO ₂
U235	0,62674
U238	87,52132
U234	0,00468
O16	11,84726

Tabla VI: Porcentajes en peso de UO₂

5.1.4. Cálculo del radio de la celda

El EC de la Figura 11 se modela en WIMS por medio de cilindros concéntricos cuyo corte radial está dado por un círculo central y 20 coronas denominados ANNULUS de la siguiente manera:

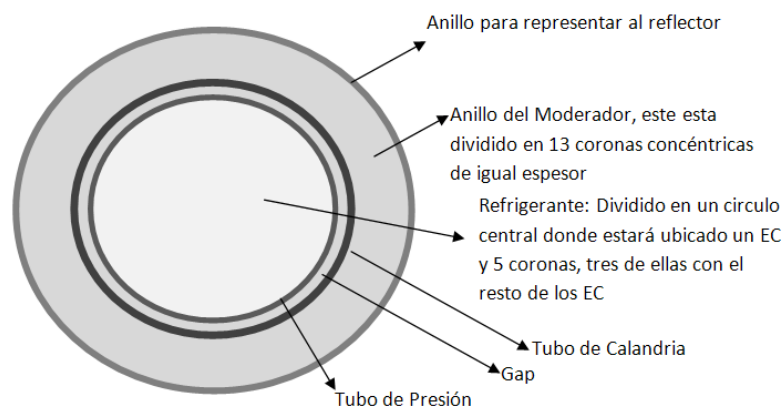


FIGURA 14: Perfil de la Celda para WIMS

Los datos de los radios, espesores, materiales y temperaturas del Tubo de Presión y Calandria fueron tomados de los documentos que se mencionan en la Tabla I

Teniendo en cuenta que se trata de una red rectangular con un paso $p = 11.25 \text{ in} = 285.75 \text{ mm}$ (Dato del DM-18-31200-01-01), se calcula un radio de celda considerando que el área de moderador que rodea a cada elemento combustible (incluido dicho elemento) debe ser igual al área circular de la celda modelada (incluido dicho elemento), es decir:

$$p^2 = \pi R_{celda}^2 \Rightarrow R_{celda} = \frac{p}{\sqrt{\pi}} = \frac{285.75 \text{ mm}}{\sqrt{\pi}} = 161.21717 \text{ mm} = 16.1217 \text{ cm}$$

Considerando que habrá moderador desde el Radio exterior del tubo de calandria ($R_{ext TC} = 6.585 \text{ cm}$) hasta $R_{celda} = 16.122 \text{ cm}$ se divide a esa zona en 12 anillos concéntricos de igual espesor y una delgada capa externa que se utilizará para obtener las secciones eficaces correspondientes al reflector. La Tabla VII resume el valor de dichos radios.

Tabla VII: Radios de los Anillos de Moderador	
Radio	(cm)
RextTC	6.585
Anillo	7.325
Anillo	8.065
Anillo	8.805
Anillo	9.545
Anillo	10.285
Anillo	11.025
Anillo	11.765
Anillo	12.505
Anillo	13.245
Anillo	13.985
Anillo	14.725
Anillo	15.465
Rcelda	16.122

Tabla VII: Radios de los Anillos de Moderador

5.1.5. Cálculo de los Radios dentro del Tubo de Presión

Para los radios de los anillos de refrigerante se considera que cada conjunto de barras está rodeada por una cantidad de refrigerante proporcional al número de barras del anillo. Para que el cálculo sea compatible con el hecho de no pasar por encima de ninguna barra combustible real, fue necesario dejar una capa exterior de 5% de refrigerante total. Los cálculos se detallan a continuación y se resumen en la Tabla VIII.

El área ocupada por las 37 barras combustibles según el radio determinado R_3^* es, $A_{BT} = 37 A_B$ donde $A_B = \pi R_2^{*2}$ es el área de cada barra.

El área encerrada por el tubo de presión a considerar restando el 5% resulta:

$$A_{\text{int}TP} = 0.95 \pi R_{\text{int}TP}^2, \text{ donde } R_{\text{int}TP} \text{ es el radio interno del tubo de presión.}$$

Luego el área del refrigerante a considerar para el cálculo de los anillos será

$$A_R = A_{\text{int}TP} - A_{BT}, \text{ correspondiendo a cada BC un área de refrigerante } A_{RB} = \frac{A_R}{37}$$

Partiendo del valor del radio del primer anillo de refrigerante, RC1, pueden escribirse los restantes de acuerdo a la siguiente ecuación:

$$RC_i = \sqrt{n_i \frac{(A_B + A_{RB})}{\pi} + RC_{i-1}^2}, \text{ donde } i \text{ indica el número de anillo y } n_i \text{ es el número de elementos combustibles correspondientes al anillo.}$$

Tabla VIII: Calculo de los Anillos para el Refrigerante		
Magnitud	Valor	
	(cm)	(cm ²)
Barra central radio	0.656	
Radio Central Primer Anillo (R1)	1.490	
Radio Central Segundo Anillo (R2)	1.490	
Radio Central Tercer Anillo (R3)	4.330	
Radio Exterior de Todas las Barras	4.986	
Radio Interno Tubo Presión	5.169	
Radio Barras = R3* estimado	0.656	
Área de la Barras		1.353
Área Total de las 37 Barras		50.061
Área Encerrada por el Tubo de Presión		83.939
Área Encerrada por el Tubo de Presión Máxima a Considerar (5% menos)		79.742
Área de Refrigerante según Área Máxima		29.680
Área de Refrigerante por Barra		0.802
Superficie Círculo Central (1 barra)		2.155
Radio Círculo Central (RC1)		0.828
Superficie Primer Anillo (6 Barras)		12.931
Radio Exterior Primer Anillo (RC2)		2.191
Superficie Segundo Anillo (12 Barras)		25.862
Radio Exterior Segundo Anillo (RC3)		3.610
Superficie Tercer Anillo (18 Barras)		38.793
Radio Exterior Tercer Anillo (RC4)		5.038
Superficie Restante		4.197
Radio RC5 (se divide en dos el refrigerante restante)		5.169

Tabla VIII: Radios de los anillos refrigerantes para WIMS

5.2. Cálculo de la densidad de uranio que solicita el programa HXS

CITVAP calcula el quemado expresado en MW/TU⁰ de cada trozo axial de cada canal combustible. Para ello tiene en cuenta la potencia del trozo (que la calcula CITVAP) y la masa inicial de Uranio del trozo. Este último valor requiere el conocimiento de la densidad inicial de U en el canal, valor éste que se le debe dar al HXS de donde CITVAP lo lee junto con las XS.

La densidad de uranio a utilizar será:
$$\rho_{Uranio} = \frac{Masa\ uranio\ manojo\ [g]}{Vol\ trozo\ [cm^3]}$$

Donde

$$Vol\ trozo = p^2 \times altura\ efectiva \quad p = paso\ de\ red$$

Por lo tanto,

$$\rho_{Uranio} = \frac{18822\ g}{28.575^2 \times 49.53\ cm^3} = 0.4654\ \frac{g}{cm^3}$$

5.3. Modelado del reactor y cálculo de parámetros para el código CITVAP

5.3.1. Modelo Simplificado

Se considera en este caso un núcleo cilíndrico dividido en 12 capas axiales coincidentes con cada uno de los 12 EC que componen un canal combustible. Cada capa está compuesta por un disco central con el material (i.e. secciones eficaces) obtenido a través de la celda homogeneizada y condensada con el WIMS detallado anteriormente y rodeado de agua pesada reflectora. El esquema del núcleo se muestra en las figuras siguientes.

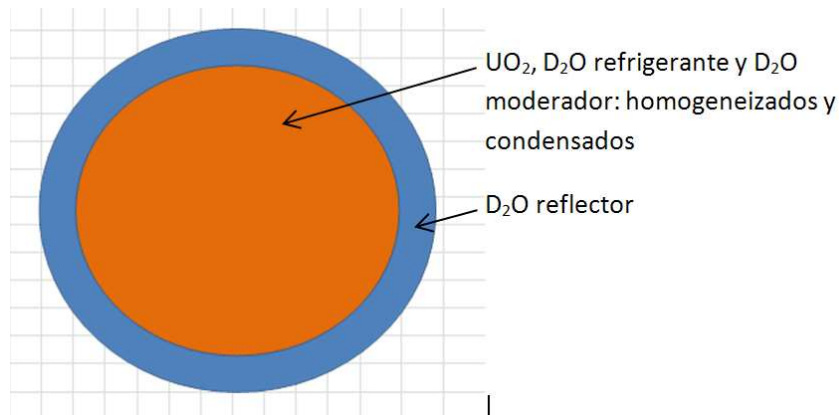


FIGURA 15: Vista frontal del modelado del núcleo en Wims

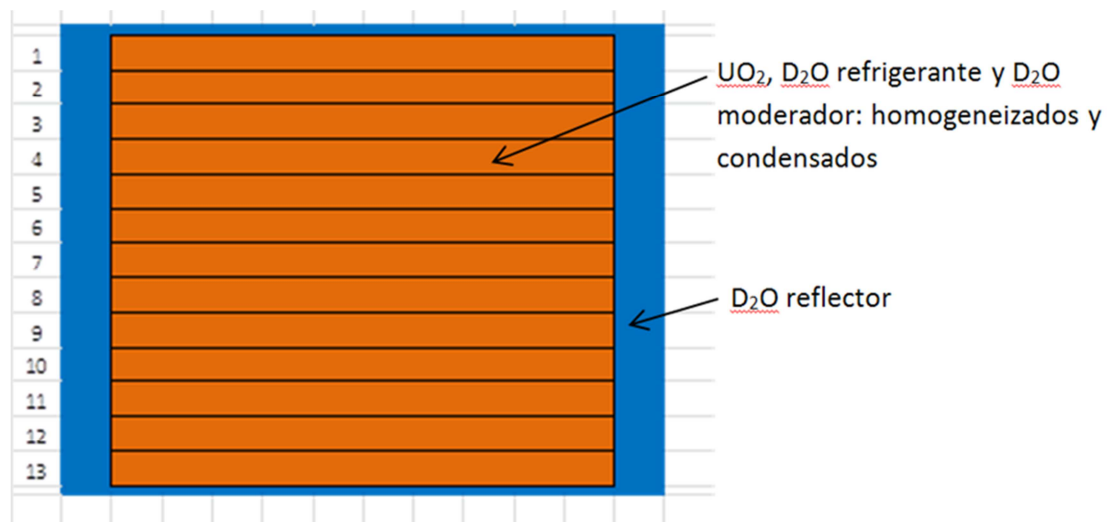


FIGURA 16: Corte axial del modelado del núcleo en Wims

El radio de la zona combustible se estima igualando el área total del núcleo dada por el paso de red a la que tendría un disco de igual superficie.

$$\text{Área} = 380p^2 = \pi R_{\text{disco}}^2 \Rightarrow R_{\text{disco}} = \sqrt{\frac{380}{\pi}}p = \sqrt{\frac{380}{\pi}}28.575\text{cm} = 314.27\text{cm}$$

El espesor reflector lateral es 65.46 cm (obtenido de Design Manual DM-18-31200-01-01 (Calandria Assembly [12]) donde se consigna 25.77 in, la altura de cada disco se tomó igual a la longitud del manajo de 49.53 cm (ver Tabla II) y el espesor del reflector frontal y posterior igual a 14 cm (dato provisto por NA-SA. [17]). En el borde exterior al reflector se asignó en WIMS un absorbente negro de manera tal que todo neutrón que llega esa zona no reingresa.

5.3.2. Modelo con 380 Canales Detallados

Se consideran en este caso cada uno de los EC individualmente, es decir 380 canales en 12 secciones axiales, o sea 4560 secciones de la zona combustible del modelo núcleo. El reactor es representado utilizando un arreglo rectangular (ver figura 16), por lo cual cada EC junto con el moderador que lo rodea se transforma en un paralelepípedo cuyo material (i.e. secciones eficaces) está designado por las celdas homogeneizadas y condensadas obtenidas con el WIMS tal como se describió anteriormente. A cada uno de estos paralelepípedos también se los denomina canal dentro del CITVAP y es la nomenclatura que se utilizará de aquí en adelante. La sección de cada canal (paralelepípedo con EC y moderador homogeneizados) tiene los lados de igual longitud que el paso de red y están dispuestos igual que en el reactor original. El contorno cilíndrico del reflector dado por la Calandria es simulado por una poligonal eligiendo las celdas de manera tal que definan una corona circular a su alrededor de igual área que el reflector en el reactor (considerando el espesor promedio de 25.77 in (65.46 cm) consignado en el Design Manual DM-18-31200-01-01-Calandria Assembly), y respetando dentro de lo posible las distancias relativas a la calandria. En el borde de dicha poligonal se impone la condición de contorno que corresponde a un absorbente negro en el exterior. Es decir que todo neutrón que atraviesa la poligonal no reingresa. El espesor del reflector axial de 14 cm es el utilizado por NA-SA en los cálculos [18].

En la Figura 17 se efectúa una comparación entre el área circular de la calandria y el reflector tomado. En verde se encuentra representado el reflector, en rosa el núcleo y en amarillo el absorbente negro. A efectos de comparación se ha graficado en línea azul el borde real de la calandria.

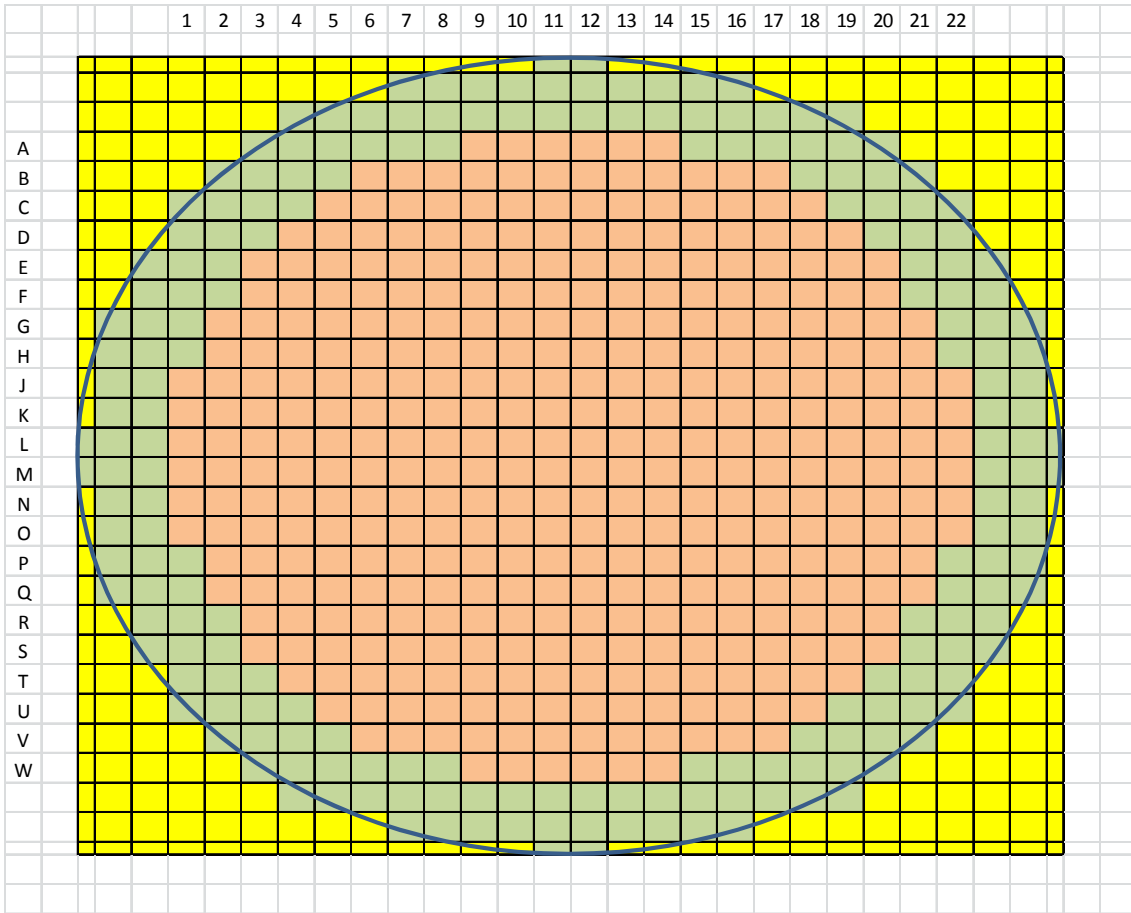


FIGURA 17: Comparación entre el borde de la calandria y el modelado del reactor

La Figura 18 muestra la numeración seleccionada para cada uno de los canales en el CITVAP.

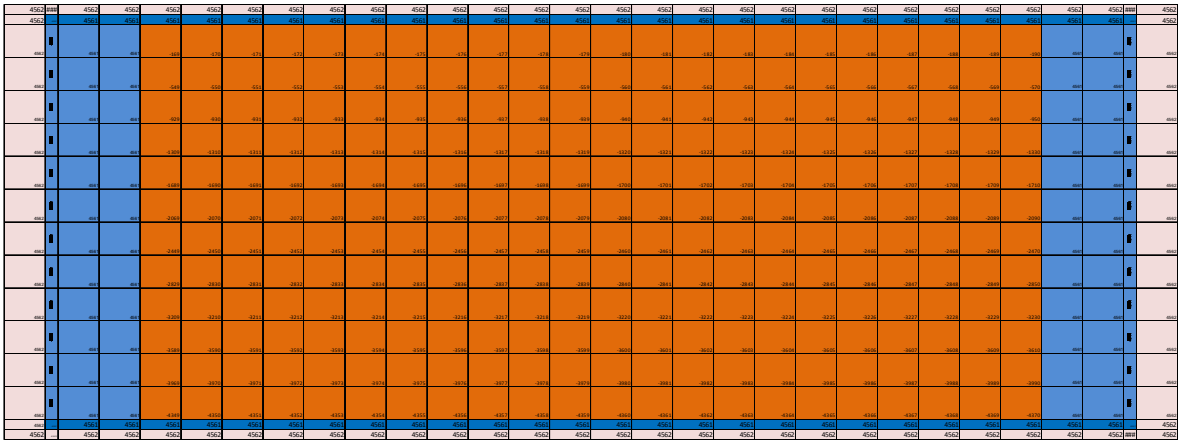


FIGURA 19: Corte axial del reactor en el plano L

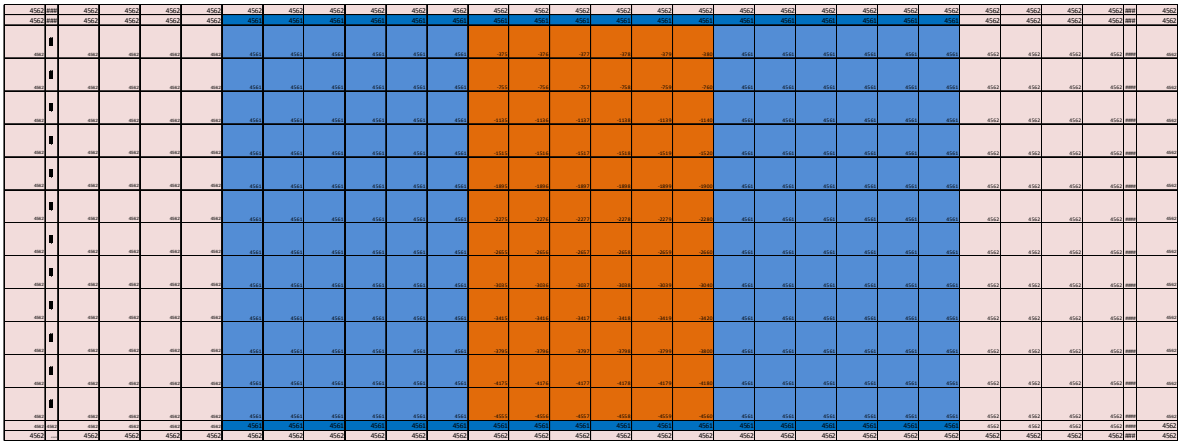


FIGURA 20: Corte axial del reactor en el plano W

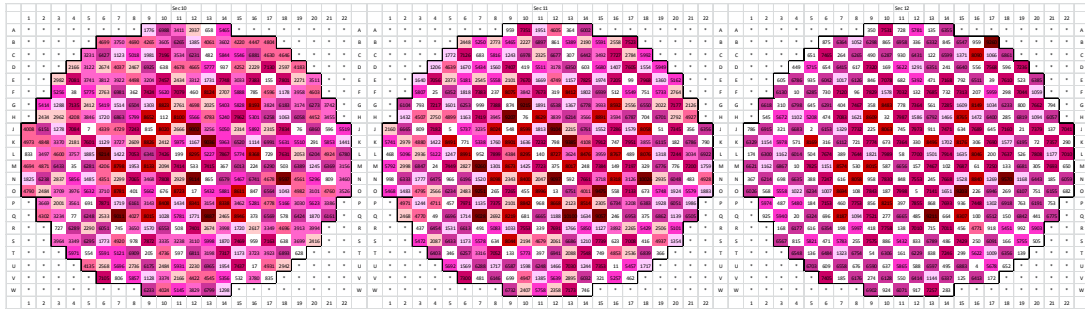
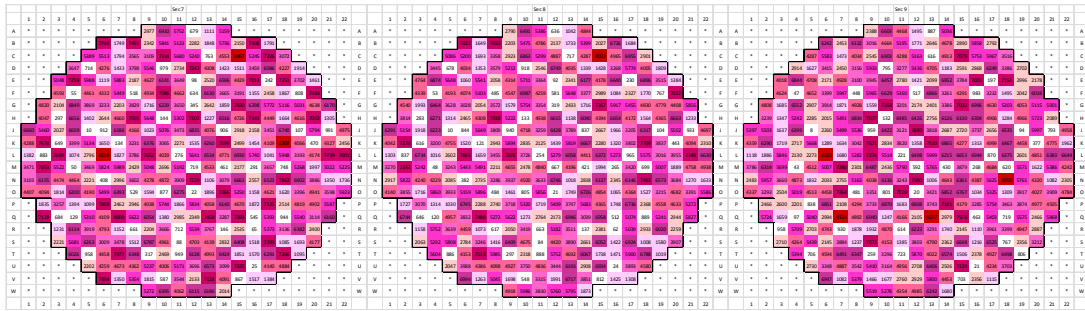
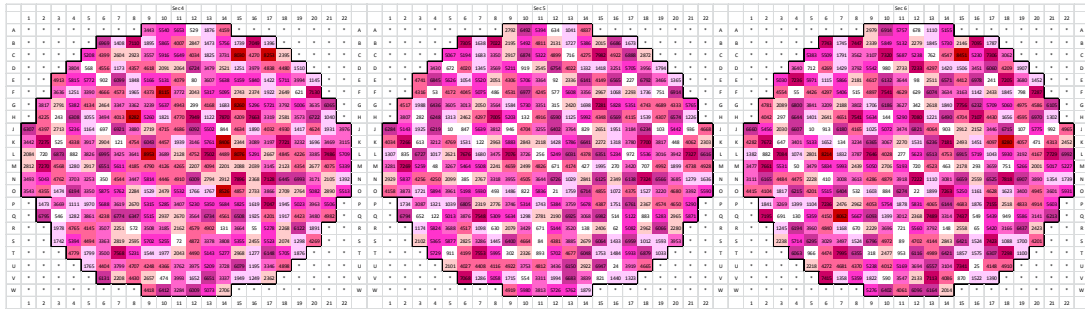
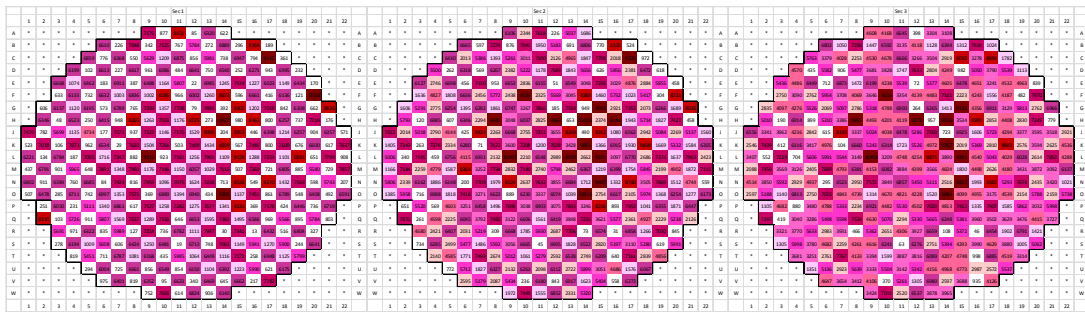


FIGURA 22: Distribución de quemados de referencia desde la sección 1 a la 12

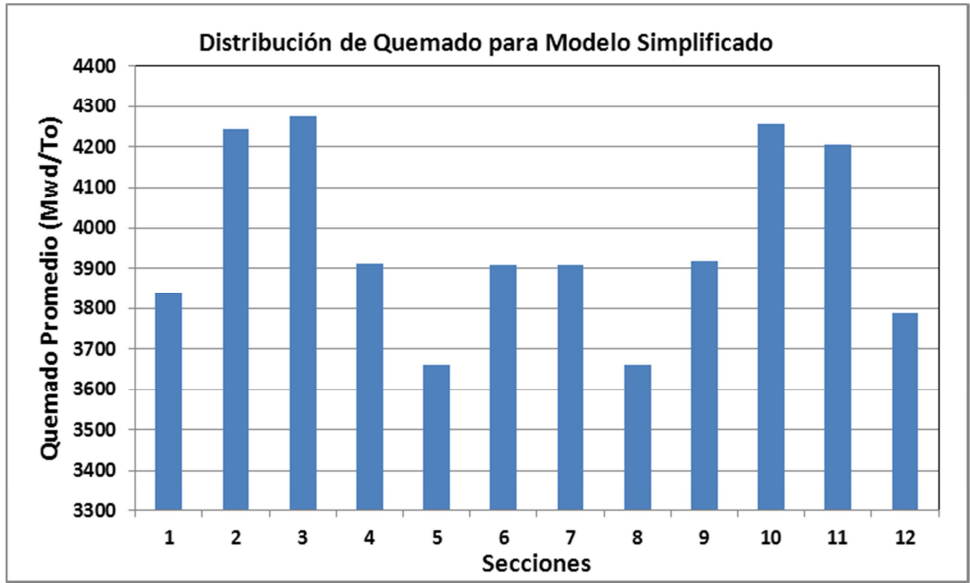


FIGURA 23: Quemado Promedio de los 380 EC que corresponden a cada disco del Modelo Simplificado

6. CÁLCULOS REALIZADOS Y ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

6.1 Procedimiento General

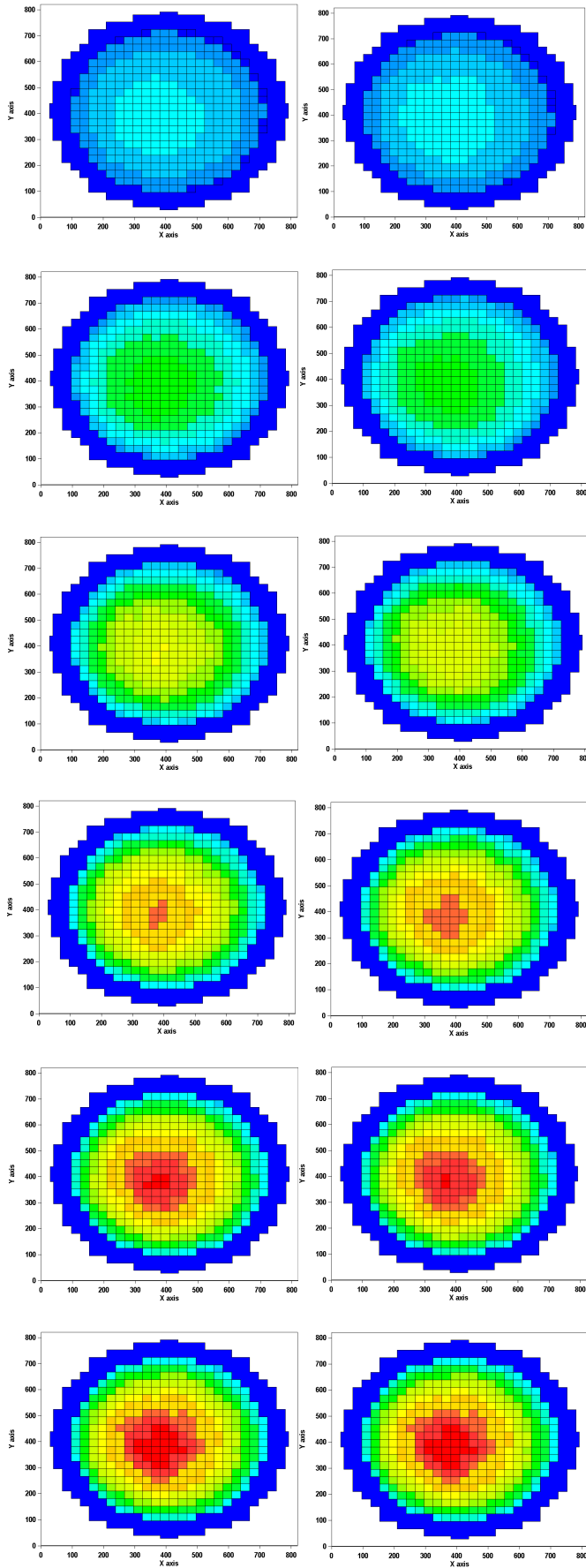
Para poder realizar cálculos con CITVAP es necesario contar con las secciones eficaces (XS) resultantes de perturbar sólo el parámetro de interés (dejando a los demás en sus valores de referencia). Por lo tanto, para obtener dichos valores se procedió de la manera que se describe a continuación.

- Con el WIMS se efectuó un cálculo de celda de acuerdo con las aproximaciones descriptas anteriormente para el elemento combustible. En este cálculo se dejó evolucionar a la celda (quemar) con todos sus parámetros en los valores correspondientes al estado nominal sin perturbar ninguno de ellos. De este caso se obtienen las secciones eficaces no perturbadas en función del quemado. El cálculo de celda se lo dejó evolucionar hasta hasta 14000 MWd/To para cubrir todos los valores de cada EC del estado de referencia. Nota: Este programa también permitió extraer los valores de reactividad en función del quemado para un cálculo de celda simulando a través el buckling un reactor finito.
- El programa permite obtener de la misma corrida la composición isotópica del combustible en cada paso de quemado en el formato que pide la entrada (“tarjeta material”). Usando estas composiciones se puede calcular en cada paso de quemado las secciones eficaces perturbadas con un nuevo cálculo donde se modifica el parámetro deseado. Observación: Previo a la realización de los cálculos perturbados se realizó una verificación del método recalculando las secciones eficaces de referencia a través de uso de la composición isotópica dada por la tarjeta material. En el Apéndice A se presenta la entrada de datos para el caso de referencia.
- Con el post-wims, para cada uno de los casos perturbados, se homogeneizaron y condensaron las secciones eficaces a 2 grupos de energía y con el HXS se preparó la biblioteca de XS perturbadas para su utilización en el cálculo de reactor.
- Luego se corrió el Código CITVAP, para cada perturbación de interés. En cada corrida el código interpola las secciones eficaces obtenidas con WIMS asignándole a cada EC la sección correspondiente a su valor de quemado para el estado del reactor correspondiente al 5189 dpp en el caso detallado y el correspondiente al promedio del disco en el caso simplificado.
- Se obtuvieron así una serie de datos del reactor que se presentan a continuación.
- En el Apéndice B se presenta una entrada de datos para el código CITVAP para el caso nominal (sin modificación de parámetros). En el Apéndice C se presenta el caso nominal correspondiente al modelo simplificado.

6.2. Cálculos de Flujo y Potencia para el Quemado de Referencia

6.2.1. Flujos correspondientes al núcleo con los 380 canales detallados

Se presentan a continuación los flujos obtenidos al día 5189 de plena potencia (Figura 24, Flujo térmico y Figura 25, flujo rápido). Puede verse allí que el máximo valor alcanza $2.52 \cdot 10^{14}$ n/(cm²seg) para flujos térmicos y $5.31 \cdot 10^{14}$ n/(cm²seg) para rápidos. En la figura 26 puede verse una distribución de flujo radial a 395 cm de altura de la calandria en el plano axial a 320 cm (i.e. corte cerca del centro de la calandria).



Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)	Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)
47	161.73	149	634.96
57	211.26	139	617.41
67	260.79	129	567.88
77	310.32	119	518.35
87	359.85	109	468.82
97	409.38	99	419.29

Flujo Máximo [n/(cm² seg)]

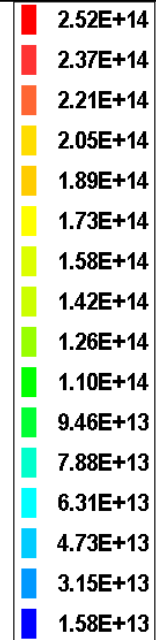
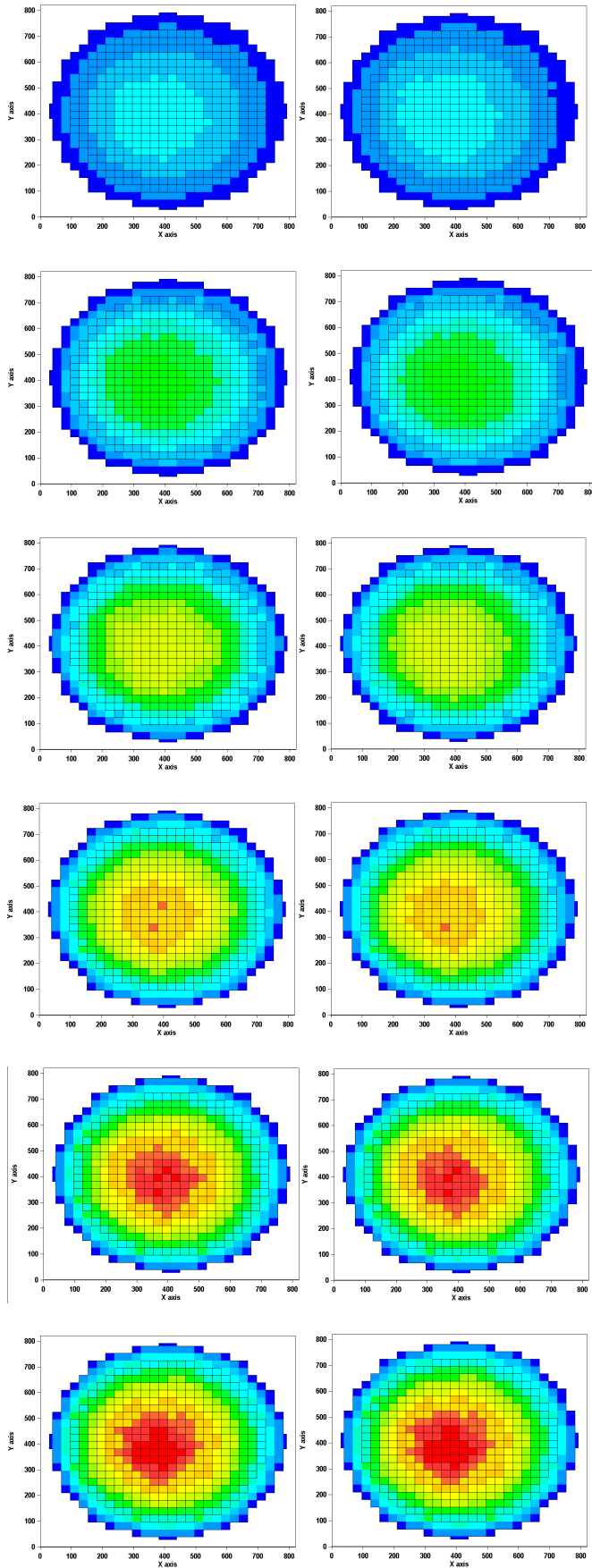


FIGURA 24: Flujo Térmico correspondiente a planos perpendiculares al eje de la calandria, para el quemado de referencia, obtenido con el modelo detallado. Las unidades correspondientes a los ejes x e y son cm.



Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)	Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)
47	161.73	149	634.96
57	211.26	139	617.41
67	260.79	129	567.88
77	310.32	119	518.35
87	359.85	109	468.82
97	409.38	99	419.29

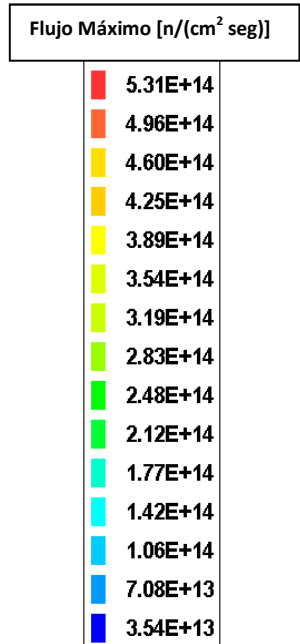


FIGURA 25: Flujo Rápido correspondiente a planos perpendiculares al eje de la calandria, para el quemado de referencia, obtenido con el modelo detallado. Las unidades correspondientes a los ejes x e y son cm.

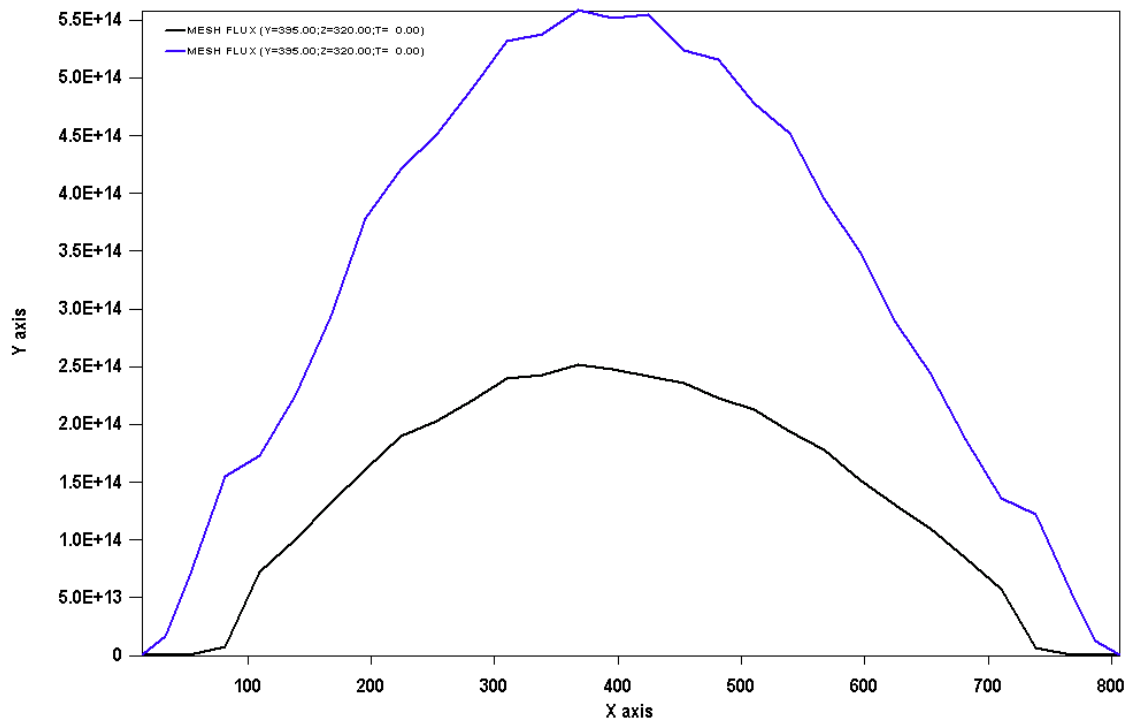
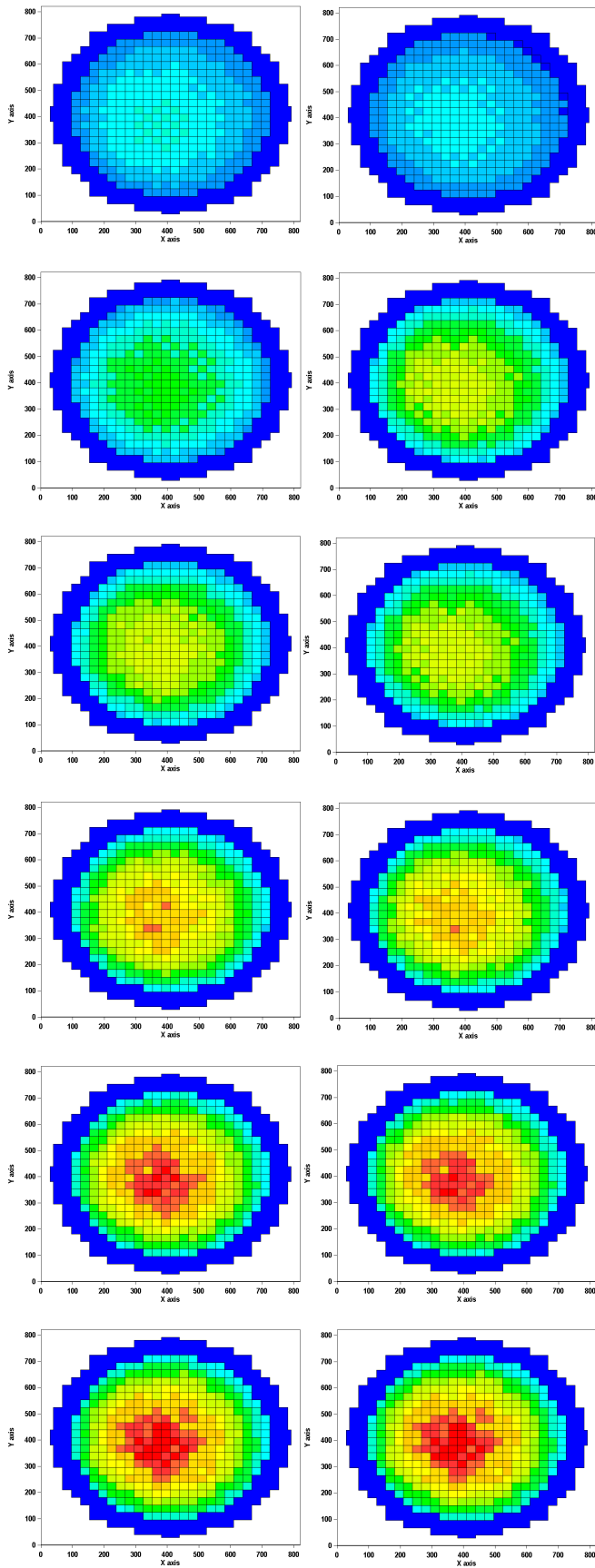


FIGURA 26: Flujo radial a 395 cm de altura de la calandria en el plano axial a 320 cm (i.e. corte cerca del centro de la calandria). Unidades del eje x en cm, unidades del eje y n/ (cm²seg)

6.2.2. Potencias correspondientes al núcleo con los 380 canales detallados



Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)	Plano	Distancia axial medida desde el frente (cm)
47	161.73	149	634.96
57	211.26	139	617.41
67	260.79	129	567.88
77	310.32	119	518.35
87	359.85	109	468.82
97	409.38	99	419.29



FIGURA 27: Potencia correspondiente a planos perpendiculares al eje de la calandria, para el quemado de referencia, obtenido con el modelo detallado. Las unidades correspondientes a los ejes x e y son cm.

6.3. Evolución de la Reactividad con el Quemado Uniforme del Núcleo

Se efectuó un cálculo de la evolución de la reactividad con el quemado uniforme de todo el núcleo utilizando los datos nominales de operación del reactor sin perturbar parámetros. Los resultados se presentan en la Tabla IX y la Figura 28

Tabla IX: Reactividad vs quemado uniforme del núcleo			
Código	WIMS	CITVAP	
	Celda	Núcleo Simplificado	Núcleo Detallado
Quemado (Mwd/TU)	Reactividad (pcm)	Reactividad (pcm)	Reactividad (pcm)
0.0	5027	5092	5062
50	4563	4617	4587
100	4290	4344	4313
200	4144	4198	4167
400	4341	4398	4366
600	4555	4611	4579
1000	4730	4788	4756
1200	4716	4776	4742
1400	4650	4710	4677
1600	4542	4604	4570
1800	4399	4461	4427
2000	4228	4291	4257
2500	3698	3760	3727
3500	2382	2448	2412
4000	1639	1707	1670
4500	861	931	893
5000	59	130	92
5500	-759	-686	-725
6000	-1584	-1510	-1550
6500	-2411	-2336	-2376
7000	-3235	-3159	-3200
7500	-4051	-3975	-4016
8000	-4856	-4778	-4820
8500	-5646	-5567	-5609
9000	-6416	-6338	-6381
9500	-7167	-7089	-7132
10000	-7897	-7818	-7861
11000	-9269	-9189	-9232
12000	-10543	-10461	-10505
13000	-11717	-11636	-11680

Tabla IX: Reactividad vs quemado uniforme del núcleo

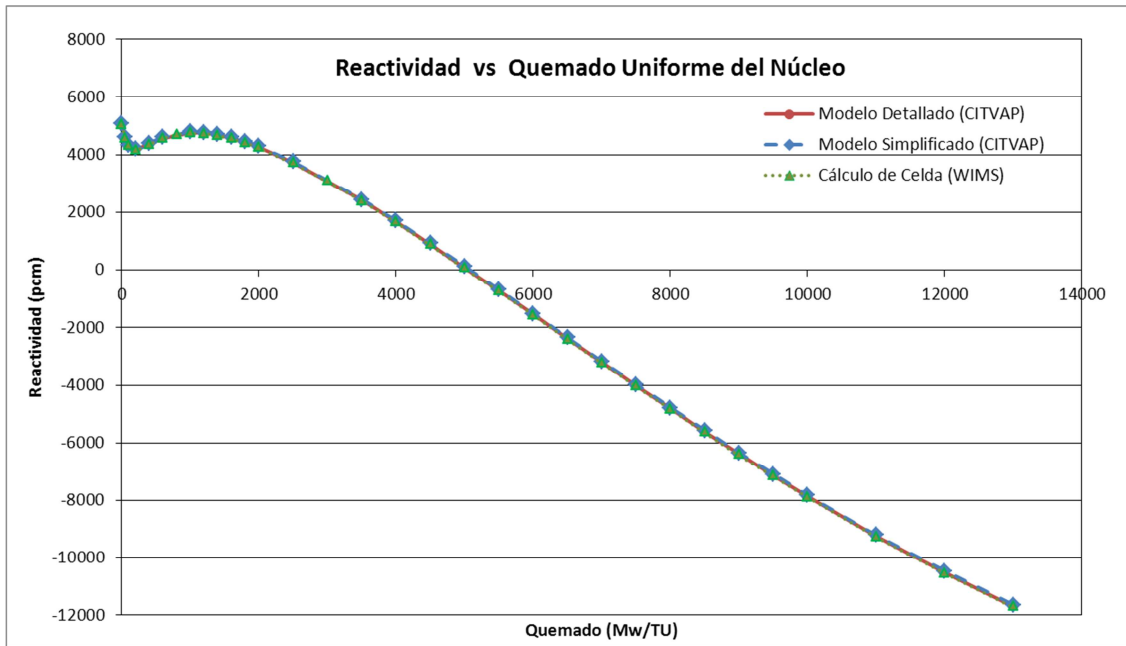


FIGURA 28: Reactividad versus Quemado Uniforme del núcleo

Como puede verse de la Tabla y la Figura los valores de reactividad para el núcleo detallado corresponden a una situación intermedia entre los valores dados por el cálculo de celda (magnitudes menores) y el obtenido con el modelo simplificado (magnitudes mayores). En todos los casos las diferencias en reactividad, que crecen con el aumento del quemado, no superan el 5.5% (tomando como referencia al núcleo detallado) salvo en reactividades próximas a cero.

6.4. Variación en Reactividad del Xenón

Los resultados obtenidos para núcleo fresco se resumen en la siguiente Tabla X y para núcleo de referencia en la Tabla XI.

6.4.1. Núcleo Fresco

Tabla X: Reactividad con y sin Xenón, núcleo fresco				
CITVAP (Núcleo Fresco)	Geometría Simplificada		Geometría Detallada	
	K-eff	Reactividad (pcm)	K-eff	Reactividad (pcm)
Sin Xe	1.08569	7892.8	1.08533	7862.1
Con Xe	1.05365	5092.2	1.05331	5061.5
Diferencia Reactividad (pcm)		2800.6		2800.6

Tabla X: Reactividad con y sin Xenón en el núcleo fresco utilizando ambos modelos

6.4.2. Núcleo de Referencia

Tabla XI: Reactividad con y sin Xenón, núcleo referencia				
CITVAP (Núcleo Fresco)	Geometría Simplificada		Geometría Detallada	
	K-eff	Reactividad (pcm)	K-eff	Reactividad (pcm)
Sin Xe	1.04872	4645.6	1.04282	4106.4
Con Xe	1.01880	1845.1	1.01320	1303.0
Diferencia Reactividad (pcm)		2800.5		2803.4

Tabla XI: Reactividad con y sin Xenón, núcleo de referencia

6.5. Valor en Reactividad para 100% de Vacío de Refrigerante vs Quemado Uniforme

Los resultados obtenidos de reactividad para vacío total de refrigerante en función del quemado uniforme a través del cálculo de celda y de los dos modelos planteados para el cálculo de reactor se muestran en la Tabla XII.

Tabla XII: Reactividad vs quemado uniforme con (original) y sin refrigerante (vacío 100%)						
Código	WIMS		CITVAP			
	Celda		Núcleo Smiplificado		Núcleo Detallado	
Quemado (Mw/TU)	Reactividad (pcm)		Reactividad (pcm)		Reactividad (pcm)	
	Original	Vacio 100%	Original	Vacio 100%	Original	Vacio 100%
0.0	5027	6606	5092	6685	5062	6655
50	4563	6160	4617	6236	4587	6207
100	4290	5889	4344	5964	4313	5934
200	4144	5724	4198	5800	4167	5770
400	4341	5868	4398	5945	4366	5915
600	4555	6033	4611	6110	4579	6079
1000	4730	6131	4788	6211	4756	6180
1200	4716	6089	4776	6169	4742	6137
1400	4650	5999	4710	6080	4677	6049
1600	4542	5872	4604	5953	4570	5923
1800	4399	5713	4461	5796	4427	5765
2000	4228	5529	4291	5613	4257	5581
2500	3698	4979	3760	5063	3727	5030
3500	2382	3642	2448	3730	2412	3695
4000	1639	2897	1707	2986	1670	2951
4500	861	2119	931	2208	893	2173
5000	59	1317	130	1408	92	1373
5500	-759	501	-686	593	-725	555
6000	-1584	-324	-1510	-232	-1550	-267
6500	-2411	-1152	-2336	-1058	-2376	-1095
7000	-3235	-1977	-3159	-1883	-3200	-1920
7500	-4051	-2796	-3975	-2700	-4016	-2738
8000	-4856	-3603	-4778	-3507	-4820	-3545
8500	-5646	-4396	-5567	-4299	-5609	-4337
9000	-6416	-5171	-6338	-5073	-6381	-5112
9500	-7167	-5927	-7089	-5828	-7132	-5868
10000	-7897	-6660	-7818	-6561	-7861	-6601
11000	-9269	-8042	-9189	-7942	-9232	-7983
12000	-10543	-9325	-10461	-9225	-10505	-9268
13000	-11717	-10511	-11636	-10409	-11680	-10452

Tabla XII: Reactividad con y sin refrigerante para quemado uniforme de todo el núcleo con ambos modelos y con el cálculo de celda

De la Tabla anterior puede verse que para quemados desde 0 MWd/TU (núcleo fresco) hasta 5000 MWd/TU la diferencia en reactividad debido a un vacío total de refrigerante va desde alrededor de los 1600 pcm (1594 pcm para modelo detallado, 1593 pcm modelo simplificado, 1578 pcm cálculo de celda) hasta 1260 pcm ((1280 pcm para modelo detallado, 1278 pcm modelo simplificado, 1259 pcm cálculo de celda) siendo siempre mayor la diferencia con el modelo de los 380 canales en detalle. Estas diferencias siguen disminuyendo para mayores valores de quemado hasta aproximadamente 1200 pcm de variación con quemados extremos. Por lo tanto, el máximo de variación de acuerdo con estos modelos será del 31.5% correspondiendo al núcleo totalmente fresco. Las curvas de reactividad pueden verse en la Figura 29.

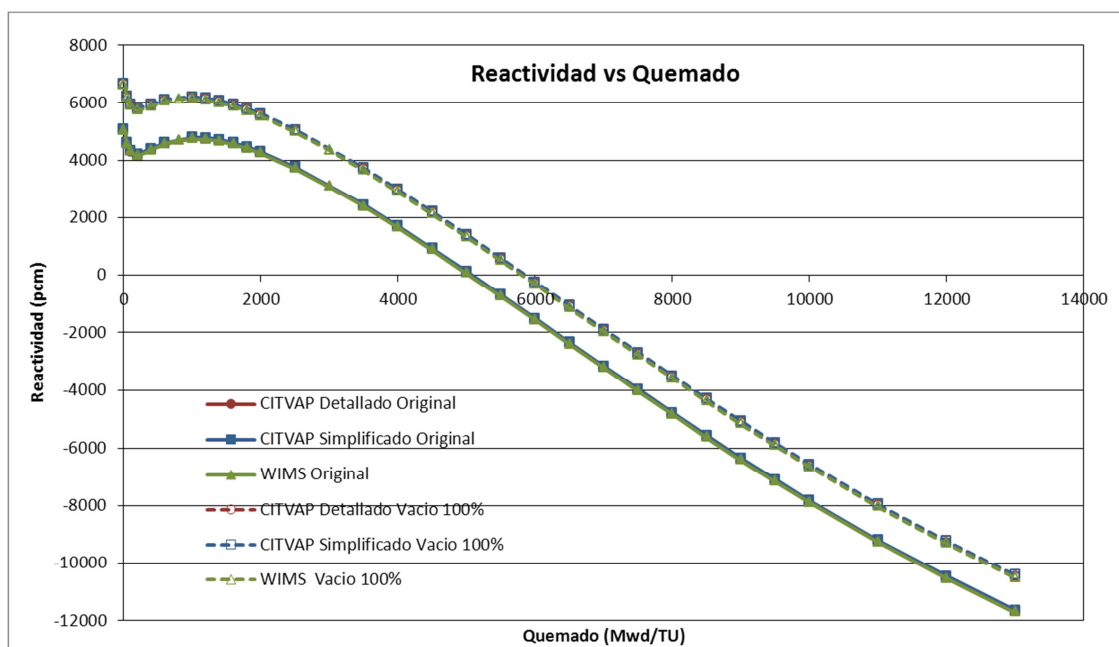


FIGURA 29: Reactividad vs Quemado Uniforme para el Estado de Referencia y para 100% de Vacío de Refrigerante

Coefficiente de Reactividad por Vacío de Refrigerante

Se evaluó con los datos anteriores el coeficiente de reactividad, $C_x = \frac{\partial \rho}{\partial x}$, este muestra la respuesta del reactor en reactividad frente a una variación del parámetro x manteniendo constantes todos los demás parámetros relevantes para la reactividad. Luego el coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante resulta $C_v = \frac{\Delta \rho}{\Delta F_v}$, donde $F_v = \frac{V_0 - V}{V_0}$ donde F_v es la fracción de vacío, V_0 es el volumen total del canal y V es el volumen del canal realmente ocupado por refrigerante. En este caso con 100% de vacío $\Delta F_v = 1$.

En la Figura 30 se presentan los valores del coeficiente en función del quemado (uniforme en el núcleo), si bien los coeficientes de interés son aquellos hasta un quemado del orden del valor promedio del núcleo de referencia (de 3965.1 MWd/TU) se ha evaluado más allá de este valor pues la corrida de WIMS debe hacerse por lo menos hasta el quemado de extracción. En particular el valor del coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante (100% vacío) correspondiente a un valor de quemado uniforme de 4000 MWd/TU (cercano al valor promedio de referencia) es de aproximadamente 1289 pcm, como se verá más adelante éste es algo inferior al obtenido para el estado de referencia de 1331 pcm.

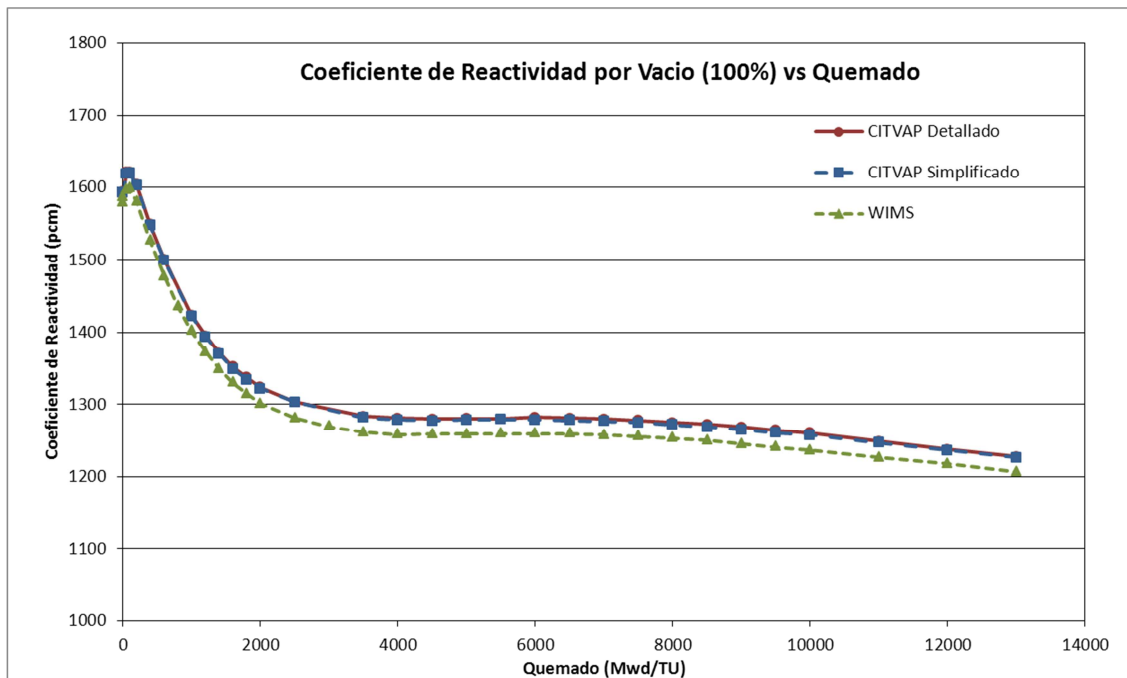


FIGURA 30: Coeficiente de Reactividad por Vacío (100%) en función del Quemado

6.6. Reactividad en función del Porcentaje de Vacío de Refrigerante para Núcleo Detallado con Quemado de Referencia

Se calculó también, para el núcleo con quemado de referencia, la reactividad para 100% de vacío de refrigerante, pero en este caso se plantearon además otros porcentajes de vacío y se determinó el coeficiente de reactividad correspondiente en cada caso.

Para obtener dicho coeficiente de reactividad para distintos valores de porcentajes de vacío, C_v , se perturbó la densidad del refrigerante modificándola de manera tal que represente el porcentaje de vacío deseado.

Las densidades equivalentes se estiman de la siguiente manera:

Si M_o es la masa de refrigerante correspondiente a todo el canal lleno, la densidad nominal resulta $D_o = M_o/V_o$

Por lo tanto para una dada fracción de vacío F_v determinada por V , la masa será $M = D_o V$, en consecuencia la D_{eq} para un canal homogéneo equivalente a otro con esa fracción de vacío resulta

$$D_{eq} = \frac{M}{V_o} = \frac{D_o V}{V_o} = D_o (1 - F_v),$$

Luego C_v se puede estimar de acuerdo a

$$C_v = \frac{\Delta \rho}{\Delta F_v} = \frac{\rho_2 - \rho_1}{F_{v_2} - F_{v_1}},$$

, donde 1 y 2 indican dos puntos sucesivos (i.e. dos fracciones de vacío) es decir la tangente punto a punto de la curva de reactividad vs fracción de vacío.

Las reactividades obtenidas e muestran en la Tabla XIII y la Figura 31.

Las reactividades obtenidas e muestran en la Tabla XIII y la Figura 31.

Tabla XIII Reactividad por fraccion de vacío de refrigerante (Modelo Detallado)			
Vacío de Refrigerante (%)	Fv	K-eff	Reactividad (pcm)
0	0	1,0132	1303
10	0,1	1,0146	1439,1
20	0,2	1,01598	1573,2
30	0,3	1,01737	1706,9
40	0,4	1,01875	1840,5
50	0,5	1,02013	1973,6
60	0,6	1,02152	2106,4
70	0,7	1,02289	2237,6
80	0,8	1,02428	2370,1
90	0,9	1,02567	2502,7
100	1	1,02705	2634,1

Tabla XIII: Reactividad vs fracción de vacío de refrigerante para modelo detallado y quemado de referencia

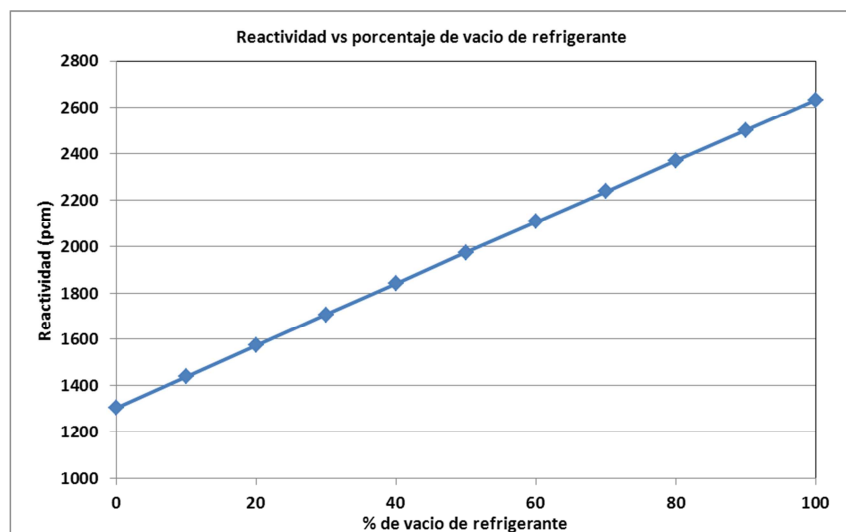


FIGURA 32: Reactividad versus Porcentaje de vacío de refrigerante (modelo detallado)

Como se observa de los datos anteriores manteniendo al núcleo en los parámetros de referencia y vaciando el refrigerante sin modificar su temperatura la reactividad puede llegar a duplicar, la pendiente de la curva dada en la Figura 31 es 13,298 pcm/%.

6.6. Reactividad en función de la temperatura del combustible

Se halló para un núcleo con la distribución de quemado correspondiente al estado 5189 dpp, la reactividad en función de la temperatura del combustible para el modelo detallado. En la Tabla XIV se presentan los casos ejecutados para obtener las XS en función del quemado y de la temperatura del combustible con el Código WIMS. Estos casos fueron los solicitados por el Grupo de Termohidráulica de ARN para introducir en el Código RELAP.

Tabla XIV: Casos WIMS para calcular XS en función del quemado para distintos valores de temperatura de combustible TF				
Casos	Archivo WIMS	TF (°C)	TF (°K)	Key en la Biblioteca TF.bib
Referencia	Embalse3	687	960.16	Original
Variación de TF	E3F_TF250	250	523.16	TF250
	E3F_TF400	400	673.16	TF400
	E3F_TF550	550	823.16	TF550
	E3F_TF700	700	973.16	TF700
	E3F_TF850	850	1123.16	TF850
	E3F_TF1000	1000	1273.16	TF1000
	E3F_TF1150	1150	1423.16	TF1150
	E3F_TF1300	1300	1573.16	TF1300
	E3F_TF1450	1450	1723.16	TF1450
	E3F_TF1600	1600	1873.16	TF1600
	E3F_TF1750	1750	2023.16	TF1750
	E3F_TF1900	1900	2173.16	TF1900
	E3F_TF2050	2050	2323.16	TF2050
	E3F_TF2200	2200	2473.16	TF2200
	E3F_TF2350	2350	2623.16	TF2350
	E3F_TF2500	2500	2773.16	TF2500
	E3F_TF2650	2650	2923.16	TF2650
E3F_TF2800	2800	3073.16	TF2800	
E3F_TF2950	2950	3223.16	TF2950	

Tabla XIV: Casos evaluados de reactividad en función de la temperatura del combustible para modelo detallado

Los resultados obtenidos para las perturbaciones de la temperatura del combustible TF se presentan en los Gráficos 32 y 33 y en la Tabla XV.

Tabla XV: Reactividades en función de la Temperatura del Combustible			
TF (°C)	K-Eff	Reactividad (pcm)	Observaciones
687	1.0132	1303	Caso referencia
687	1.0132	1302.8	Caso referencia a través de la entrada preparada para efectuar variaciones
250	1.01558	1534.6	
400	1.01448	1427.6	
550	1.01371	1352.2	
700	1.01317	1299.4	
850	1.01281	1265.1	
1000	1.01257	1241.5	
1150	1.01242	1227.0	
1300	1.01234	1219.3	
1450	1.01234	1218.8	
1600	1.01239	1223.4	
1750	1.01248	1232.2	
1900	1.01261	1245.8	
2050	1.01278	1262.2	
2200	1.01298	1281.4	
2350	1.0132	1303.0	
2500	1.01344	1326.5	
2650	1.0137	1351.1	
2800	1.01397	1377.8	
2950	1.01425	1405.3	

Tabla XV: Resultados de los cálculos de reactividad vs temperatura del combustible con el modelo detallado

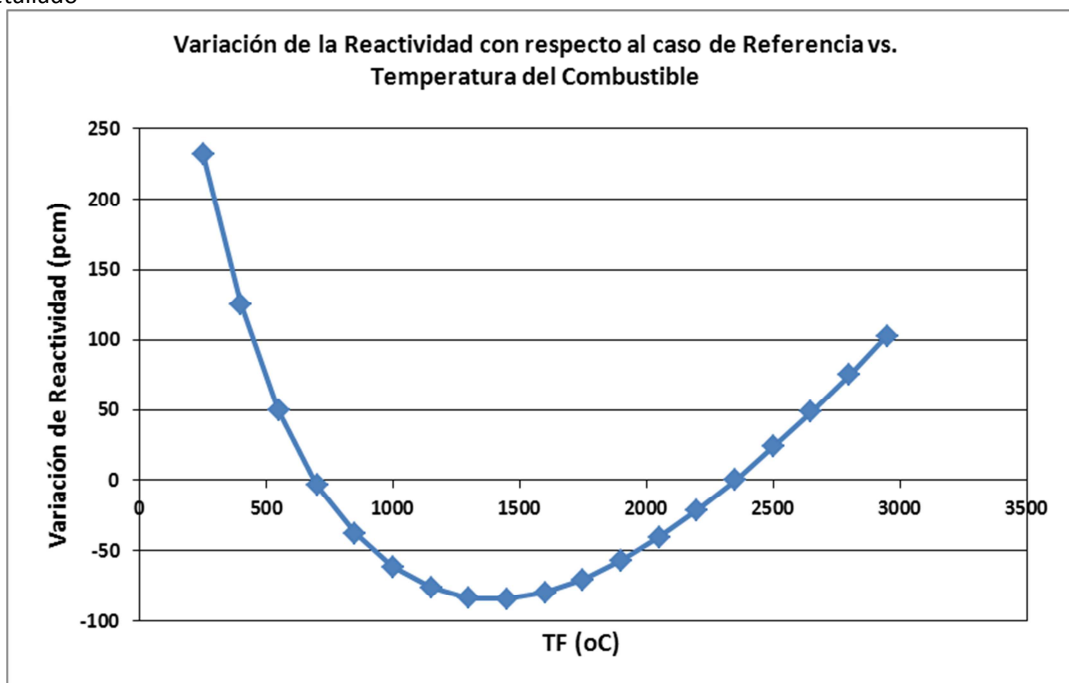


FIGURA 32: Variación de la Reactividad con respecto al caso de Referencia vs. TF (Quemado del núcleo 5189 dpp)

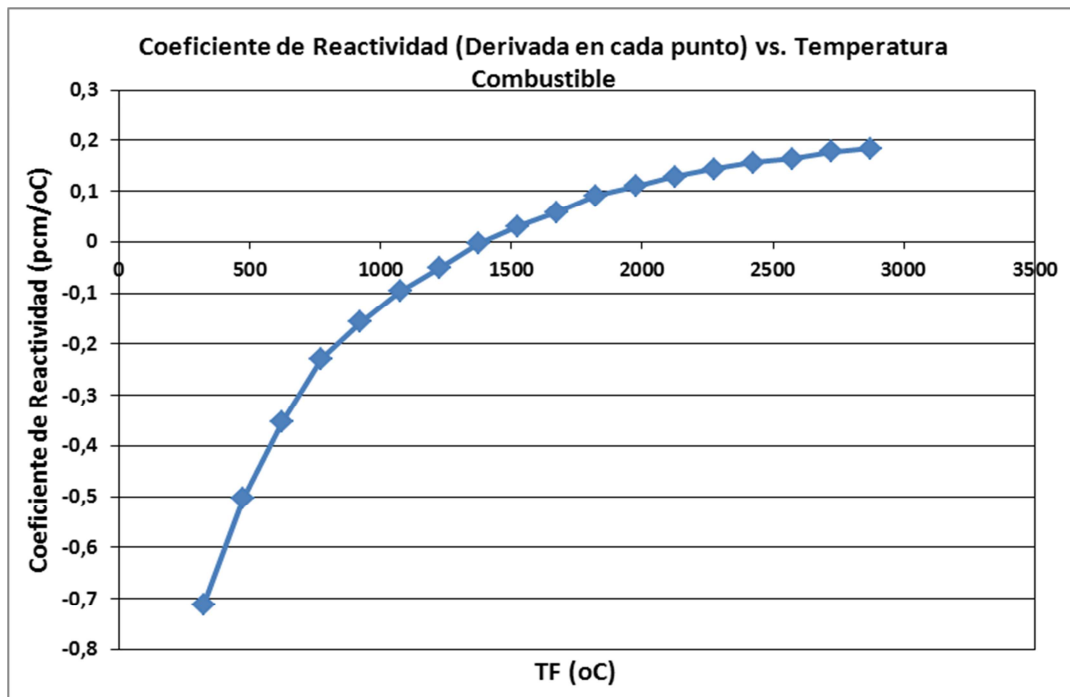


FIGURA 33: Coeficiente de Reactividad (Derivada en cada punto) vs. TF (Quemado del núcleo 5189 dpp)

El comportamiento mostrado en la Figura 33 donde se ve una disminución de la reactividad hasta alrededor de los 1400 °C y un crecimiento para temperaturas más altas, hecho reflejado en el coeficiente de reactividad (ver Figura 33) que se torna positivo para temperaturas elevadas puede entenderse si se tienen en cuenta los hechos siguientes.

Hay dos efectos que se producen debido al aumento de la temperatura del combustible a los que podrían atribuirse, en principio, el comportamiento de la curva.

- 1) Un aumento en la absorción resonante debido al ensanchamiento Doppler, dando como resultado una disminución en la probabilidad de escape a la resonancia p (en la fórmula de los 4 factores) y por lo tanto en la reactividad del sistema. Esto se conoce como efectos nucleares directos
- 2) La temperatura del combustible determina, en parte, el espectro neutrónico en el combustible, porque este afecta la energía promedio que puedan alcanzar los neutrones que colisionan con los átomos del combustible. Si ^{235}U es la única componente fisible, el valor del factor de reproducción η decrecerá con la temperatura neutrónica creciente, y como consecuencia una pérdida en la reactividad se comenzará a notar. Para ^{239}Pu la posición es al revés, este tiene una resonancia en 0.3 eV y a medida que la temperatura del neutrón aumenta, más y más neutrones (i.e., aquellos en las energías finales más altas de la distribución térmica) serán encontrados en este pico resonante. Como resultado hay un significativo incremento en η para ^{239}Pu . Por lo tanto habrá un efecto de reactividad positivo o negativo para temperaturas neutrónicas crecientes dependiendo del grado de quemado. Para combustible fresco y bajo quemado este efecto será negativo, y para alto quemado este será positivo.

Se efectuaron además cálculos de la variación de la reactividad en función de la temperatura del combustible para tres valores de quemado uniforme de todo el núcleo 1000, 2500 y 5000 MWd/TU. Los resultados se presentan las Tablas XVI a XVIII y Gráficos 34 a

39; en ellos puede corroborarse el comportamiento descrito anteriormente, observando la transición de tener un coeficiente de reactividad del combustible negativo para quemados bajos a uno prácticamente positivo en todo el rango para quemados altos.

Tabla XVI: Reactividades en función de la Temperatura del Combustible para quemado uniforme de 1000 Mwd/To			Tabla XVII: Reactividades en función de la Temperatura del Combustible para quemado uniforme de 2500			Tabla XVIII: Reactividades en función de la Temperatura del Combustible para quemado uniforme de 5000		
TF (°C)	K-eff	Reactividad (pcm)	TF (°C)	K-eff	Reactividad (pcm)	TF (°C)	K-eff	Reactividad (pcm)
250	1.05449	5167.5	250	1.04165	3998.1	250	1.05449	5167.5
400	1.05266	5002.2	400	1.04035	3878.3	400	1.05266	5002.2
550	1.05113	4864.3	550	1.03938	3788.8	550	1.05113	4864.3
700	1.04983	4746.7	700	1.03866	3722.2	700	1.04983	4746.7
850	1.04872	4646.0	850	1.03813	3672.6	850	1.04872	4646.0
1000	1.04773	4555.8	1000	1.03771	3633.8	1000	1.04773	4555.8
1150	1.04683	4473.7	1150	1.03738	3603.7	1150	1.04683	4473.7
1300	1.04602	4399.7	1300	1.03714	3580.7	1300	1.04602	4399.7
1450	1.04527	4331.2	1450	1.03697	3565.5	1450	1.04527	4331.2
1600	1.04460	4269.8	1600	1.03686	3554.7	1600	1.0446	4269.8
1750	1.04398	4212.3	1750	1.03680	3549.1	1750	1.04398	4212.3
1900	1.04341	4160.2	1900	1.03678	3547.2	1900	1.04341	4160.2
2050	1.04287	4111.0	2050	1.03679	3548.7	2050	1.04287	4111.0
2200	1.04237	4065.1	2200	1.03685	3553.7	2200	1.04237	4065.1
2350	1.04191	4022.0	2350	1.03692	3560.4	2350	1.04191	4022.0
2500	1.04148	3982.5	2500	1.03702	3569.9	2500	1.04148	3982.5
2650	1.04106	3944.5	2650	1.03714	3581.1	2650	1.04106	3944.5
2800	1.04068	3908.6	2800	1.03727	3593.3	2800	1.04068	3908.6
2950	1.04031	3875.2	2950	1.03741	3606.3	2950	1.04031	3875.2

Tablas XVI a XVIII: Modelo detallado: Reactividad vs TF para 1000 MWd/To , 2500 MWd/To y 5000 MWd/T respectivamente.

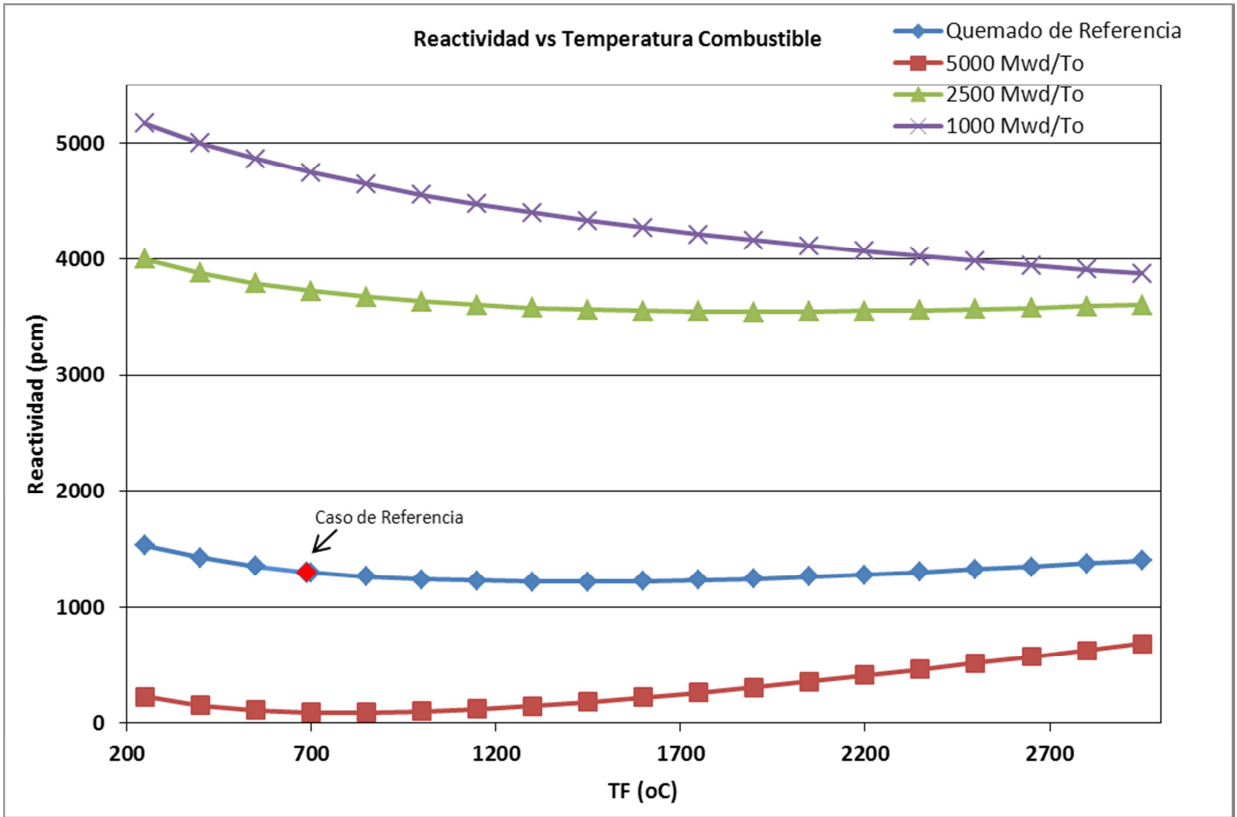


FIGURA 34: Reactividad vs TF para el quemado correspondiente a 5189 dpp y para distintos quemados uniformes de todos los EC

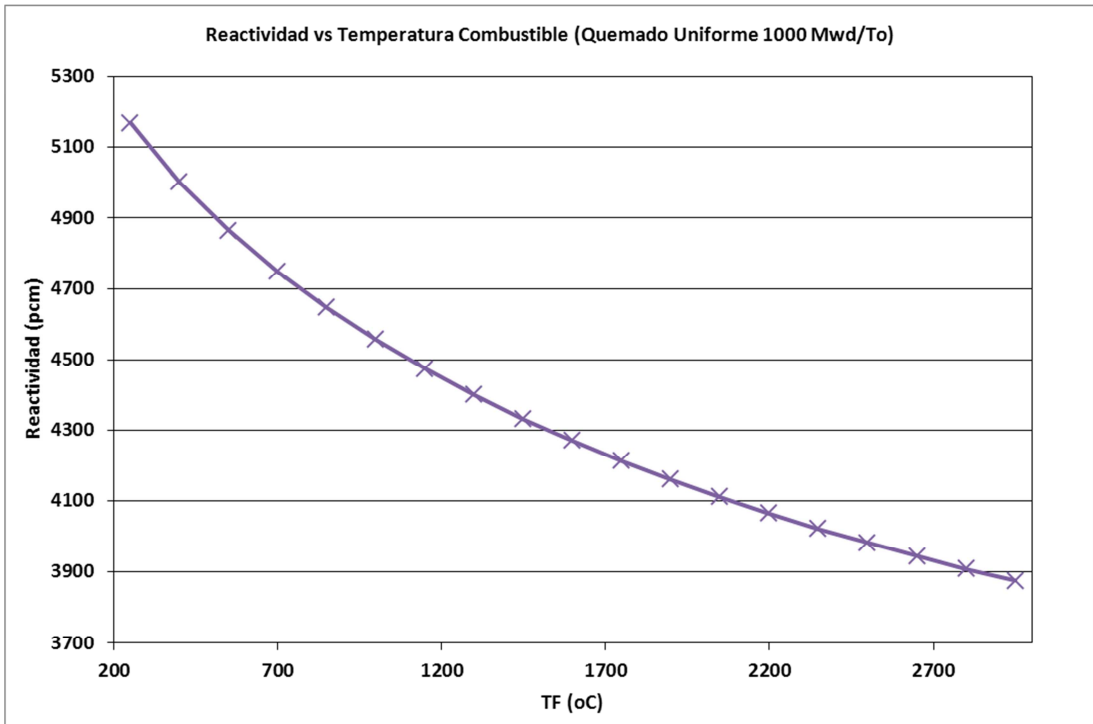


FIGURA 35: Reactividad vs TF para un quemado uniforme del núcleo de 1000 MWd/To

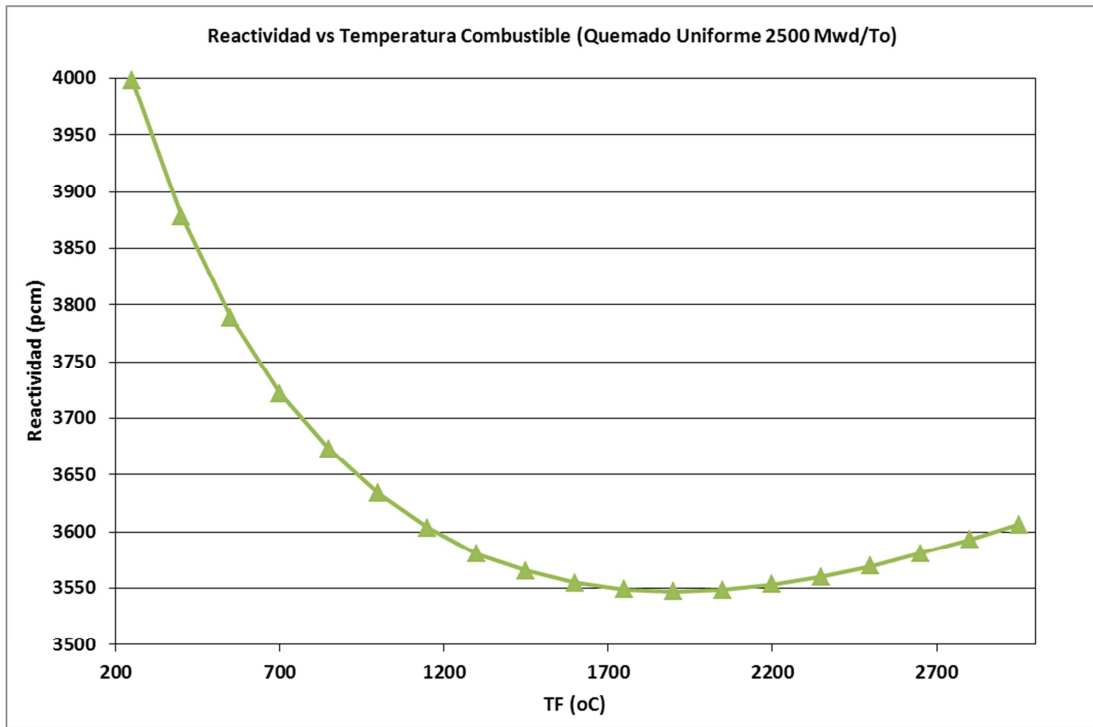


FIGURA 36: Reactividad vs TF para un quemado uniforme del núcleo de 2500 MWd/To

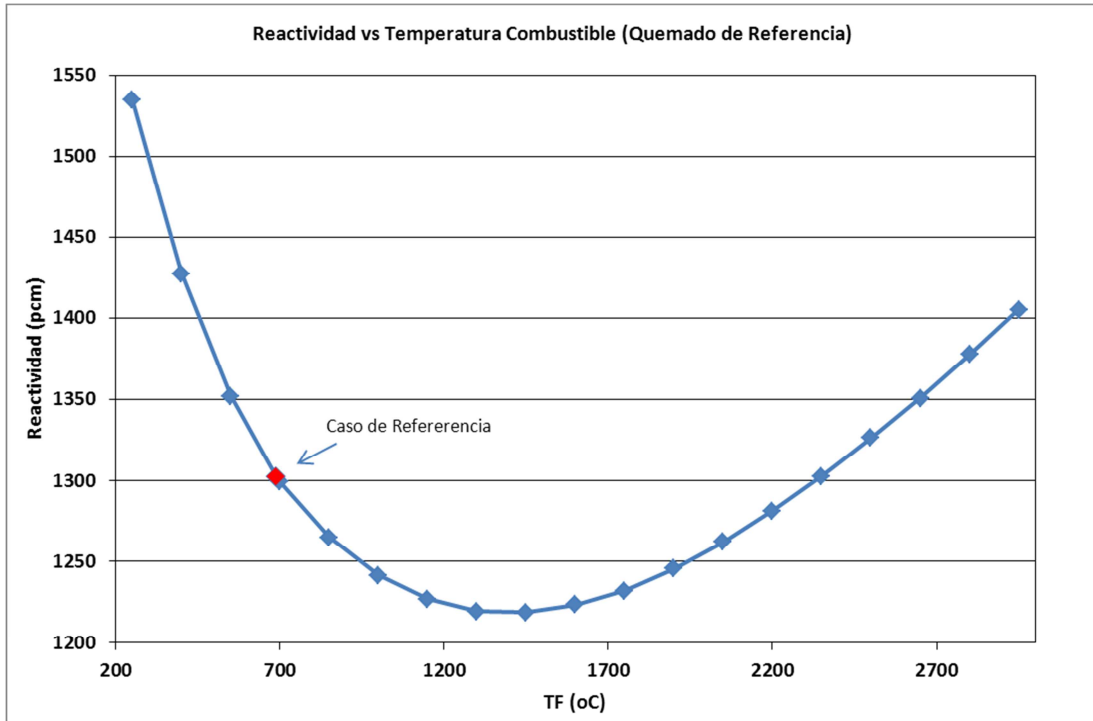


FIGURA 37: Reactividad vs TF para el quemado de referencia

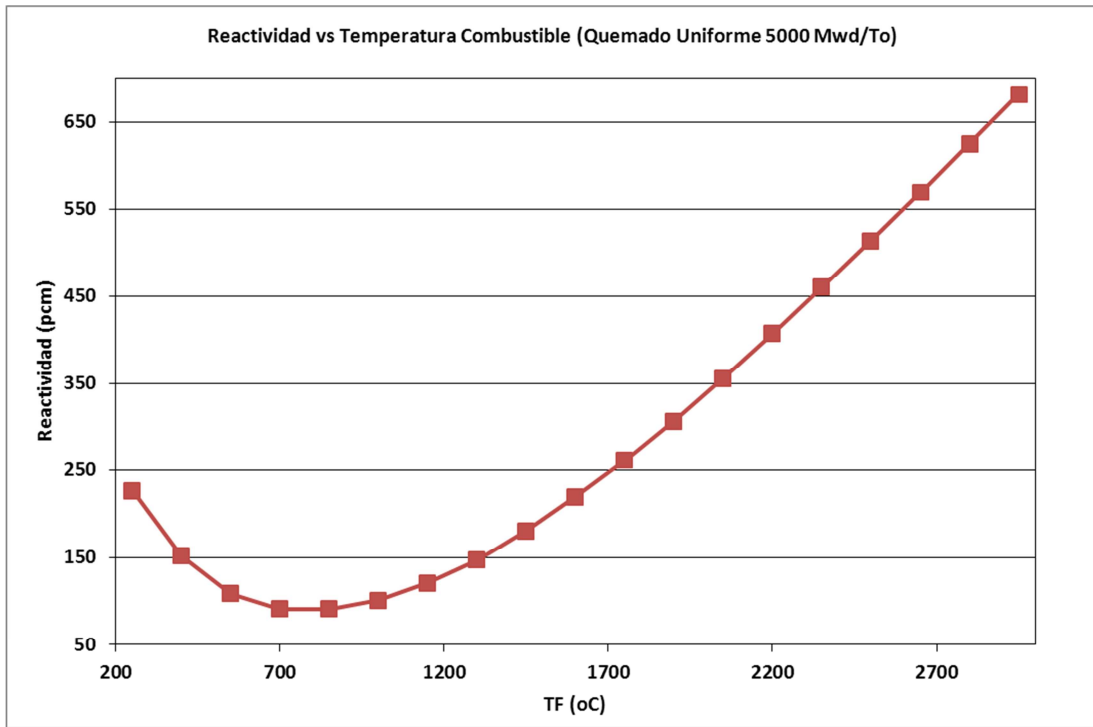


FIGURA 38: Reactividad vs TF para un quemado uniforme del núcleo de 5000 Mwd/To

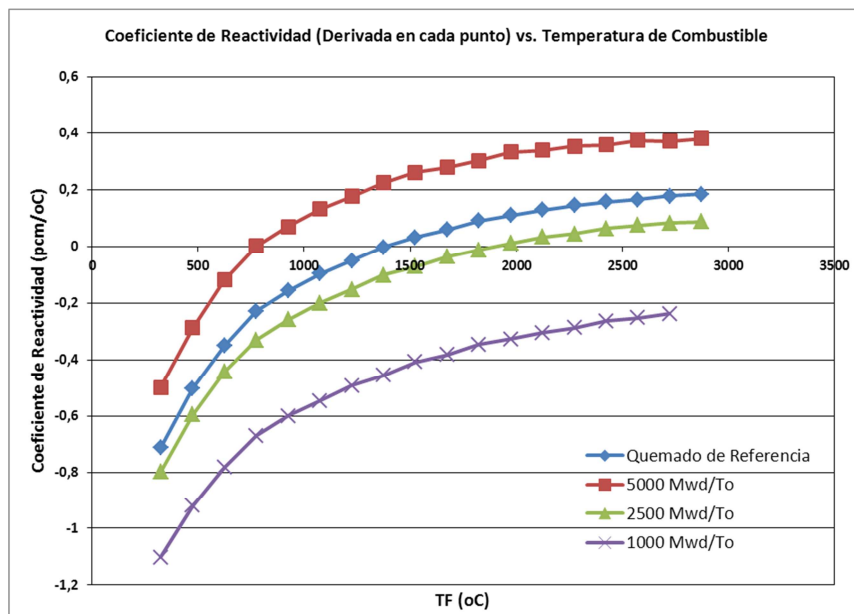


FIGURA 39: Coeficientes de Reactividad por temperatura de combustible para vs TF para un quemado uniforme del núcleo de 5000 Mwd/To

En la Figura 40 se muestra una comparación entre los resultados obtenidos con los presentes cálculos y los consignados en el Capítulo 4 del Informe de Seguridad de la CNE [14] correspondientes a la variación de la reactividad con respecto al caso de Referencia vs. Temperatura del combustible en la zona de trabajo del reactor. Se cotejan los cálculos corresponden al día 5189 de plena potencia con el modelo detallado (Figura 33) con los datos

de la Figura 4.3.3.1 del Capítulo 4 del Informe de Seguridad [14] donde la composición del combustible corresponde al promedio de todas las irradiaciones presentes en el núcleo. En la Figura 41 las reactividades se presentan en mili-k dado que así se consignaron en el citado Informe.

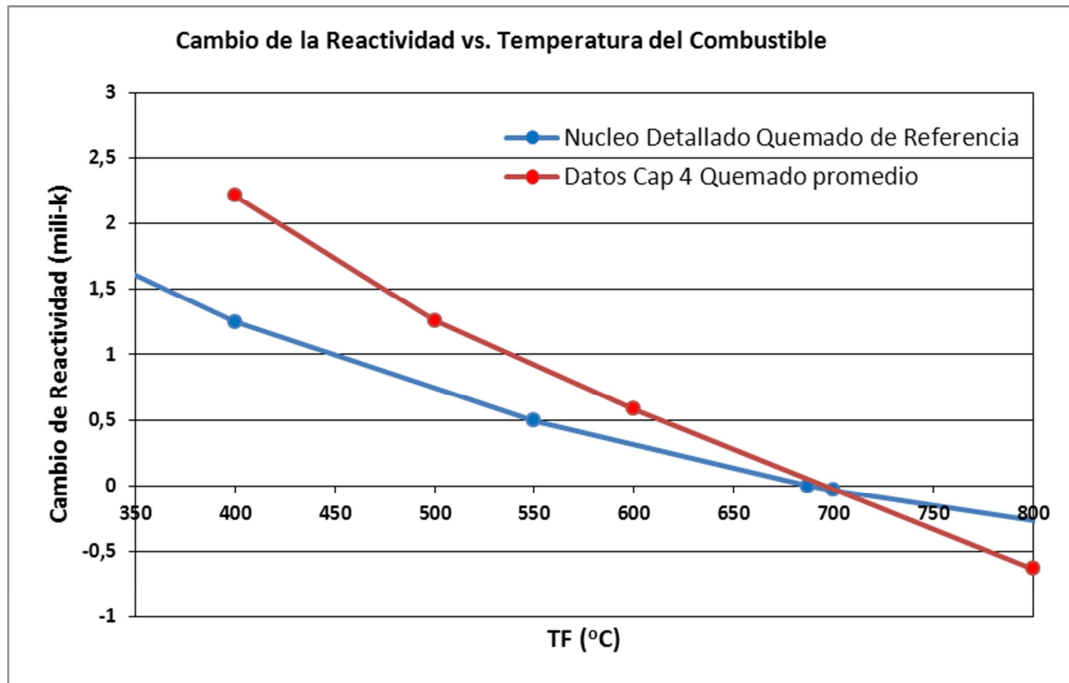


Figura 40: Comparación entre los datos obtenidos con los presentes cálculos y los consignados en el Capítulo 4 del Informe de Seguridad de la CNE correspondientes a la variación de la reactividad con respecto al caso de Referencia vs. Temperatura del combustible

El dato consignado en el Capítulo 4 para el coeficiente de reactividad por temperatura de combustible es de -0.006 mili- $k/^\circ\text{C}$ mientras que un valor estimativo surgido de los presentes cálculos daría -0.0034 mili- $k/^\circ\text{C}$.

6.7. Reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante

Se determinó, utilizando el modelo detallado y la distribución de quemado perteneciente al día 5189 de plena potencia de la Central, la reactividad en función de la temperatura y densidad respectiva del refrigerante y para una temperatura fija de refrigerante en función de la densidad de éste (vacío de refrigerante).

En la Tabla XIX se presentan los casos considerados para hallar las XS en función del quemado perturbando la temperatura y densidad del refrigerante (o densidad solamente con el Código WIMS. Dichos casos fueron solicitados para introducir en el Código RELAP. En la Tabla XX se registran los resultados obtenidos para dichos casos.

Tabla XIX: Casos WIMS para calcular XS en función del quemado para distintos valores de temperatura y densidades de refrigerante TC					
Casos	Archivo WIMS	Densidad (g/cm ³)	TC (°C)	TC (°K)	Key en la Biblioteca TF.bib
Referencia	Embalse3	0.81486	290	563.16	Original
Variación de TC y densidad	E3FTC70	1.08980	70	343.16	TC70
	E3FTC85	1.07990	85	358.16	TC85
	E3FTC100	1.06880	100	373.16	TC100
	E3FTC115	1.05650	115	388.16	TC115
	E3FTC130	1.04310	130	403.16	TC130
	E3FTC145	1.02870	145	418.16	TC145
	E3FTC160	1.01310	160	433.16	TC160
	E3FTC175	0.99639	175	448.16	TC175
	E3FTC190	0.97847	190	463.16	TC190
	E3FTC205	0.95926	205	478.16	TC205
	E3FTC220	0.93864	220	493.16	TC220
	E3FTC235	0.91639	235	508.16	TC235
	E3FTC250	0.89224	250	523.16	TC250
	E3FTC265	0.86574	265	538.16	TC265
	E3FTC280	0.83618	280	553.16	TC280
	E3FTC295	0.80239	295	568.16	TC295
	E3FTC310	0.76211	310	583.16	TC310
	E3FTC314R74	0.74875	314.31	587.47	TC314R74
	E3FTC314R71	0.71880	314.31	587.47	TC314R71
	E3FTC314R68	0.68885	314.31	587.47	TC314R68
	E3FTC314R65	0.65890	314.31	587.47	TC314R65
	E3FTC314R62	0.62895	314.31	587.47	TC314R62
	E3FTC314R59	0.59900	314.31	587.47	TC314R59
	E3FTC314R56	0.56905	314.31	587.47	TC314R56
	E3FTC314R53	0.53910	314.31	587.47	TC314R53
	E3FTC314R50	0.50915	314.31	587.47	TC314R50
	E3FTC314R47	0.47920	314.31	587.47	TC314R47
	E3FTC314R44	0.44925	314.31	587.47	TC314R44
	E3FTC314R41	0.41930	314.31	587.47	TC314R41
	E3FTC314R38	0.38935	314.31	587.47	TC314R38
	E3FTC314R35	0.35940	314.31	587.47	TC314R35
	E3FTC314R32	0.32945	314.31	587.47	TC314R32
	E3FTC314R29	0.29950	314.31	587.47	TC314R29

Tabla XIX: Casos evaluados de reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante para modelo detallado

Tabla XX: Reactividades en función de la Temperatura y Densidad del Refrigerante				
TC	Densidad	K-eff	Reactividad	Observaciones
(°C)	(g/cm ³)		(pcm)	% vacío con respecto al caso nominal
290	0.81486	1.01320	1303.0	0.00 (Caso Referencia)
290	0.81486	1.01320	1302.8	0.00 (Caso Referencia a través de entrada para variaciones)
70	1.08980	1.00548	544.8	-33.74
85	1.07990	1.00577	573.8	-32.52
100	1.06880	1.00610	606.5	-31.16
115	1.05650	1.00646	642.0	-29.65
130	1.04310	1.00685	680.5	-28.01
145	1.02870	1.00729	723.8	-26.24
160	1.01310	1.00775	769.3	-24.33
175	0.99639	1.00823	816.6	-22.28
190	0.97847	1.00877	869.2	-20.08
205	0.95926	1.00933	924.8	-17.72
220	0.93864	1.00991	981.5	-15.19
235	0.91639	1.01054	1043.4	-12.46
250	0.89224	1.01122	1109.7	-9.50
265	0.86574	1.01193	1179.1	-6.24
280	0.83618	1.01268	1252.4	-2.62
295	0.80239	1.01349	1331.2	1.53
310	0.76211	1.01439	1418.9	6.47
314.31	0.74875	1.01467	1446.1	8.11
314.31	0.71880	1.01518	1495.2	11.79
314.31	0.68885	1.01567	1543.1	15.46
314.31	0.65890	1.01617	1591.3	19.14
314.31	0.62895	1.01667	1639.4	22.81
314.31	0.59900	1.01716	1687.5	26.49
314.31	0.56905	1.01766	1735.0	30.17
314.31	0.53910	1.01816	1783.2	33.84
314.31	0.50915	1.01865	1830.5	37.52
314.31	0.47920	1.01914	1878.3	41.19
314.31	0.44925	1.01964	1925.8	44.87
314.31	0.41930	1.02013	1973.4	48.54
314.31	0.38935	1.02063	2021.0	52.22
314.31	0.35940	1.02111	2067.7	55.89
314.31	0.32945	1.02161	2115.7	59.57
314.31	0.29950	1.02211	2162.8	63.25

Tabla XX: Resultados de los cálculos de reactividad vs temperatura y densidad del refrigerante con el modelo detallado

Los efectos en la reactividad debido a cambios en la temperatura y densidad del refrigerante son más complicados que en el combustible. Teniendo en cuenta la fórmula de los cuatro factores se puede decir que la reducción en la densidad causa un aumento en el factor de utilización térmica y en el factor de fisión rápida y un decrecimiento en la probabilidad de escape a la resonancia.

A estos efectos pueden atribuirse los comportamientos observados en las Figuras 41 a 43.

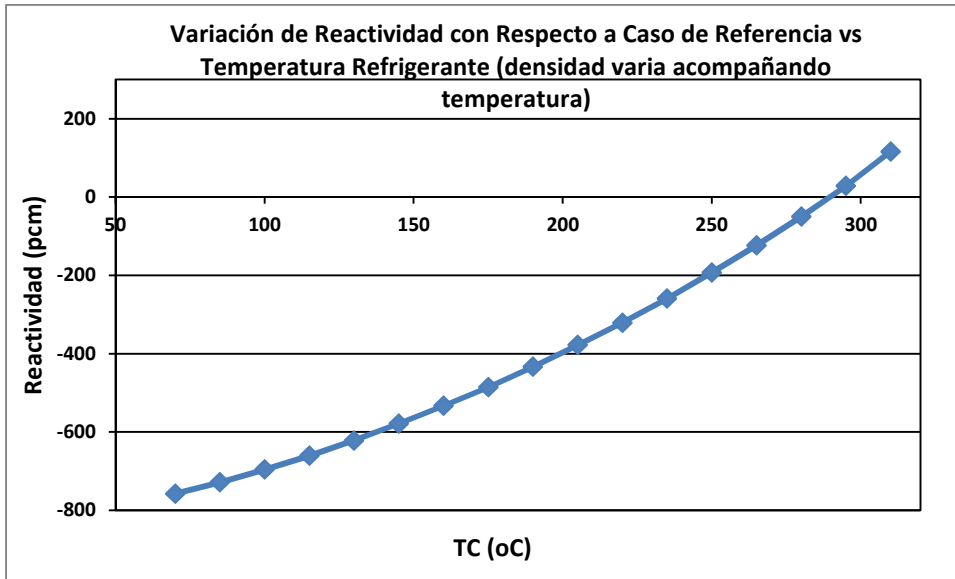


Figura 41: Variación de reactividad vs temperatura de refrigerante

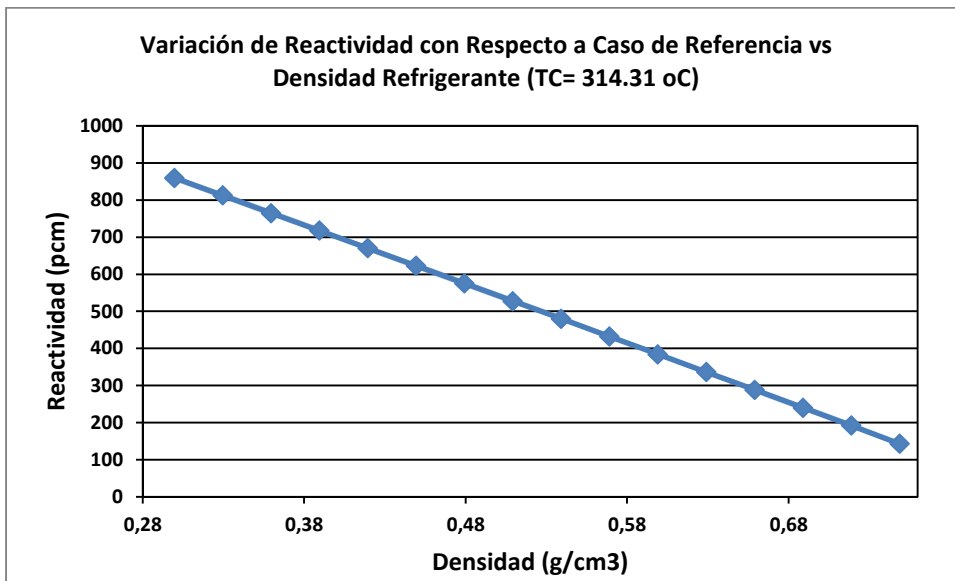


Figura 42: Variación de reactividad vs densidad de refrigerante para una temperatura fija

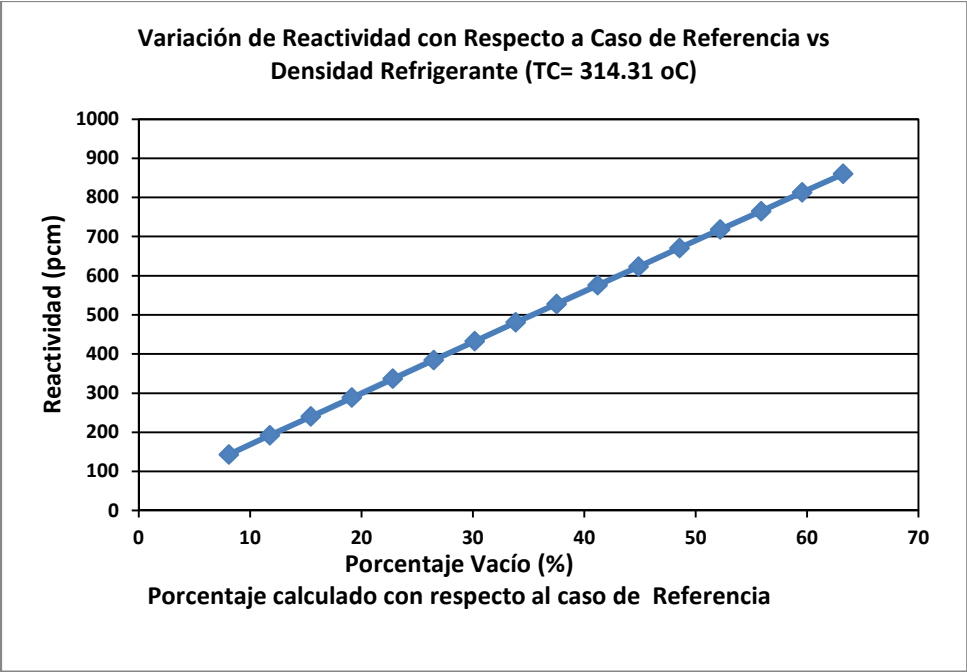


Figura 43: Variación de reactividad vs porcentaje de vacío refrigerante para una temperatura fija

6.8. Reactividad en función de la temperatura y densidad del moderador

Se determinó, utilizando el modelo detallado y la distribución de quemado de referencia (5189 dpp), la reactividad en función de la temperatura y densidad respectiva del moderador. En la Tabla XXI se presentan los casos considerados para hallar las XS perturbando la temperatura y densidad con el Código WIMS, las densidades correspondientes se tomaron de la Base de Datos de Referencia Estándar del NIST. [19] En la Tabla XXI y figura 45 se muestran los resultados obtenidos, mientras que la figura 46 presenta una comparación entre cambio de reactividad con respecto al núcleo de referencia y el obtenido para un núcleo CANDU genérico extraído de la referencia [20].

Casos	Archivo WIMS ⁽¹⁾	Densidad (g/cm ³) ⁽²⁾	TC (°C)	TC (°K)	Key en la Biblioteca TM.bib ⁽³⁾
Referencia	Embalse3	1.08441	71	344.16	Original y Reflector
Variación de TM y densidad	E3FTM20 y E3FTM20Ref	1.1054	20	293.16	TM20 y TM20Ref
	E3FTM30 y E3FTM30Ref	1.1033	30	303.16	TM30 y TM30Ref
	E3FTM40 y E3FTM40Ref	1.1000	40	313.16	TM40 y TM40Ref
	E3FTM50 y E3FTM50Ref	1.0957	50	323.16	TM50 y TM50Ref
	E3FTM60 y E3FTM60Ref	1.0906	60	333.16	TM60 y TM60Ref
	E3FTM70 y E3FTM70Ref	1.0847	70	343.16	TM70 y TM70Ref
	E3FTM80 y E3FTM80Ref	1.0782	80	353.16	TM80 y TM80Ref
	E3FTM90 y E3FTM90Ref	1.0710	90	363.16	TM90 y TM90Ref
	E3FTM100 y E3FTM100Ref	1.0634	100	373.16	TM100 y TM100Ref

⁽¹⁾ El primer nombre corresponde al cálculo de la celda con combustible y el segundo al cálculo para el reflector.

⁽²⁾ Densidades obtenidas a través de la Base de Datos de Referencia Estándar del NIST Número 69 para presión de 1 atm(101.325kPa) Nota: de Acuerdo con esta referencia las densidades

⁽³⁾ El primer nombre corresponde a la celda con combustible y el segundo nombre se aplica a la celda con reflector.

Tabla XXI: Casos evaluados de reactividad en función de la temperatura y densidad del moderador para modelo detallado

TC (°C)	Densidad (g/cm ³)	K-eff	Reactividad (pcm)	Observaciones
71	1.08441	1.01320	1303.0	Caso Referencia
71	1.08441	1.01320	1302.8	Caso Referencia a través de entrada para variaciones
20	1.1054	1.01177	1163.7	
30	1.1033	1.01219	1204.3	
40	1.1000	1.01253	1237.6	
50	1.0957	1.01280	1263.6	
60	1.0906	1.01301	1284.4	
70	1.0847	1.01316	1299.1	
80	1.0782	1.01330	1312.3	
90	1.0710	1.01343	1325.5	
100	1.0634	1.01353	1335.3	

Tabla XXII: Resultados de los cálculos de reactividad vs temperatura y densidad del moderador con el modelo detallado

Se determinó además la variación de reactividad en función de la temperatura del moderador dejando fija a la densidad en el valor de referencia, los resultados obtenidos se presentan en la Tabla XXIII y las Figuras 44 y 45.

Tabla XXIII: Reactividades en función de la Temperatura del Moderador*			
TC (°C)	K-eff	Reactividad (pcm)	Observaciones
71	1.01320	1303.0	Caso Referencia
71	1.01320	1302.8	Caso Referencia a través de entrada para variaciones
20	1.01016	1005.4	
30	1.01072	1060.4	
40	1.01130	1117.8	
50	1.01190	1176.2	
60	1.01251	1235.7	
70	1.01314	1296.9	
80	1.01381	1362.0	
90	1.01456	1435.1	
100	1.01532	1509,0	

* Densidad en todos los casos igual a la de referencia (1.08441 g/cm³)

Tabla XXIII: Resultados de los cálculos de reactividad vs temperatura del moderador (densidad de referencia invariable) con el modelo detallado

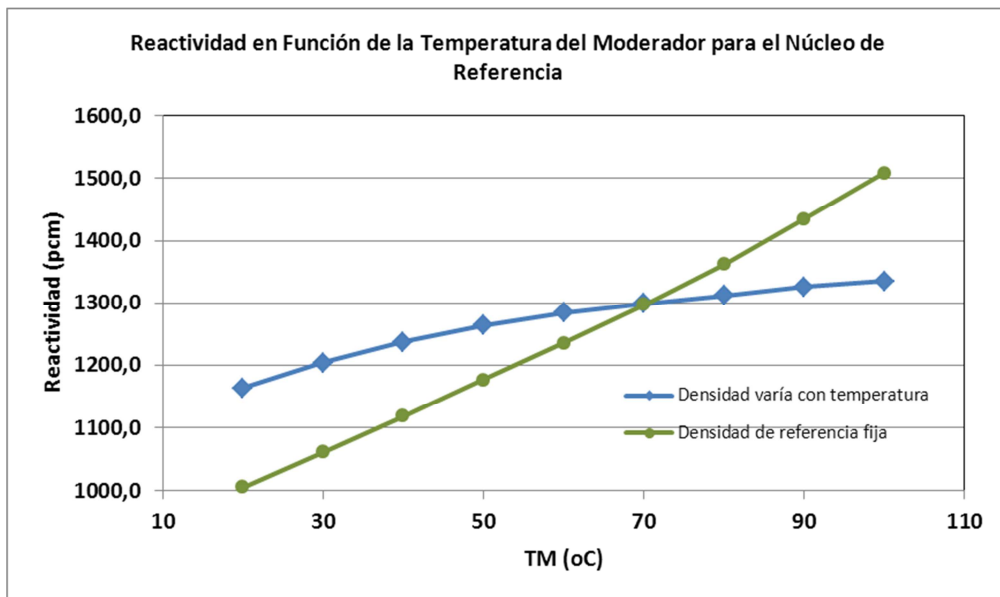


Figura 44: Reactividad vs temperatura del moderador

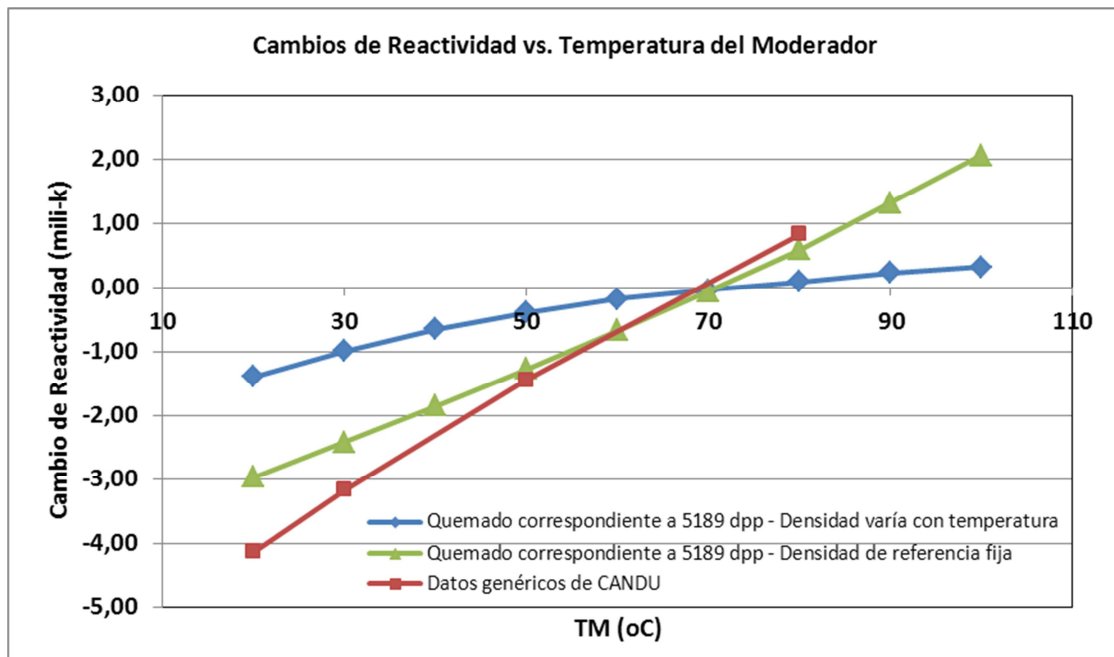


Figura 45: Cambios de reactividad vs temperatura del moderador

Conforme a los resultados cuando la densidad varía junto con la temperatura la reactividad aumenta 139 pcm en ir desde 20°C hasta alcanzar su valor de operación de 71°C dando un coeficiente promedio de reactividad de 2.73 pcm/°C (139pcm/51°C). La pendiente cerca de la temperatura de operación resulta menor tomando un valor aproximado de 1.4 pcm/°C (0.014 mili-k/°C). Mientras que en el caso en el cual la densidad de referencia se mantiene fija la reactividad cambia, hasta alcanzar la temperatura de operación, en 5.84 pcm/°C. Los datos genéricos dan un coeficiente promedio de reactividad de 8.7 pcm/°C, es decir mayor que el obtenido para el núcleo de referencia tal como se deduce de las curvas de la Figura 45.

El comportamiento observado en las curvas de la Figura 45 puede explicarse teniendo en cuenta que, como en el caso del coeficiente por temperatura del combustible, el calentamiento del moderador produce dos efectos físicos importantes: a) la disminución de su densidad, b) un incremento de la energía promedio de los neutrones.

La temperatura del moderador afecta más la energía (temperatura) neutrónica que lo que lo hace el refrigerante o combustible, siendo ésta la temperatura de base. Por lo tanto se espera que el factor de reproducción (η) domine el coeficiente de reactividad por temperatura del moderador. Este factor de reproducción efectúa una contribución positiva a la reactividad a medida que la temperatura del neutrón aumenta.

Cuando la densidad del moderador decrece, la probabilidad de escape a la resonancia (p) decrece. El aumento en la distancia entre los átomos del moderador aumentan la distancia que un neutrón viaja mientras se termaliza, por lo tanto más neutrones alcanzan las vecindades del canal antes que el moderador los termalize (una mayor longitud de paso también aumenta la fuga rápida y térmica, pero el decrecimiento en las probabilidades de no-escape es bastante pequeño).

Densidades de moderador menores disminuyen la absorción térmica en el moderador. Esto resulta en una contribución positiva a la reactividad a través del factor de utilización térmica f . Los cambios en f y p tienden a cancelarse mutuamente pero hay un incremento neto en la

reactividad por η . La razón por la cual el incremento en f supera el decrecimiento en p es porque los reactores CANDU están sobremoderados. La moderación adecuada ocurre aún con menor cantidad de átomos moderadores entre los canales combustibles, por lo tanto el principal efecto de reducir la cantidad de moderador es un decrecimiento en el cambio de absorción.

7. CONCLUSIONES

El cumplimiento del objetivo principal de este trabajo que fue obtener un modelo razonable de la CNE y con él calcular las reactividades que se necesitarán para introducir en el código de análisis termohidráulicos RELAP, ha permitido además evaluar y analizar el comportamiento de varias magnitudes significativas del reactor.

Se ha calculado en este trabajo la respuesta en reactividad para distintos conjuntos de parámetros operacionales, situaciones de quemado y modelado del núcleo de la CNE. Se han planteado dos modelos de núcleo, uno simplificado considerando al núcleo como un cilindro compacto dividido en 12 zonas axiales que incluye una mezcla homogénea de UO_2 , refrigerante y moderador y otro más detallado representando cada uno de los 380 canales combustibles divididos a su vez en cada uno de los 12 trozos que lo componen. No se han incluido en el modelado las barras de control, ni las zonas líquidas debido a que el Código CITVAP no presenta esta facilidad con este tipo de geometría del núcleo.

Se ha obtenido así que la reactividad versus el quemado uniforme de todo el núcleo puede variar desde los casi 5100 pcm (núcleo fresco) hasta llegar a los valores negativos para quemados entre los 5000 MWd/To y 5500 MWd/To dependiendo del modelo empleado, aunque en ningún caso la diferencia ha superado el 5.5 % (tomando como referencia al núcleo detallado) para los casos de reactividad positiva. El cálculo con el núcleo detallado resultó una situación intermedia entre el modelo simplificado y el cálculo de celda. Por otra parte el valor en reactividad del Xenón resulta de 2800 pcm tanto para núcleo fresco como con quemado de referencia correspondiente al día 5289 dpp. Se ha determinado que la variación en reactividad por vacío de refrigerante es de 1600 pcm para núcleo fresco hasta 1260 pcm para quemado cercano a reactividad nula (aprox 5000 MWd/To de quemado uniforme) correspondiendo siempre la mayor variación en reactividad al modelado detallado. Para un quemado medio típico de 3965.1 MWd/TU (igual al quemado promedio del núcleo de referencia) el coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante es del orden de 1331 pcm.

En relación al comportamiento de la reactividad frente a variaciones de temperatura del combustible y refrigerante y frente a distintos porcentajes de vacío de refrigerante, se ha analizado fundamentalmente el estado de referencia correspondiente a 5189 dpp utilizando el modelado detallado del núcleo. En el caso de modificaciones en la temperatura de combustible se observa en las cercanías de la referencia (687 °C) que el coeficiente de reactividad es negativo (del orden $-0.34 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$) y por lo tanto un aumento de temperatura conduce a una disminución en la reactividad del sistema. Como el sistema tiene un quemado promedio 3965 MWd/To se observa además un comportamiento similar al correspondiente de un quemado uniforme de ese valor medio (ver como ejemplo el gráfico correspondiente a 5000 MWd/To), en donde la concentración de plutonio es mayor que a bajos quemados y el coeficiente de reactividad se torna positivo a partir de una cierta temperatura. Este comportamiento posiblemente sea a causa del aumento de las fisiones en el Pu^{239} . El coeficiente de reactividad por temperatura de combustible varía desde -0.7 hasta $0.2 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$ para temperaturas entre 250 y 2900 °C, pasando por cero cerca de los 1400 °C, es decir, tomando como base el valor mínimo calculado, un cambio del 130 % dentro del rango de temperaturas evaluadas.

En cuanto al comportamiento con la temperatura de refrigerante para el quemado de referencia, se obtuvo una disminución en reactividad de hasta aproximadamente 758 pcm con respecto al caso referencia (refrigerante a 290°C, densidad 0.81846 g/cm³) a medida que la temperatura desciende hasta los 70°C (cercana a la correspondiente al moderador) y la densidad aumenta. Cuando se dejó la temperatura en 314.31 °C (temperatura de saturación a la presión media entre la entrada y salida del núcleo) y comenzó a producirse vacío (a través de la disminución en densidad) la reactividad creció 860 pcm por encima del caso referencia al alcanzar un porcentaje de vacío del 63.25% con respecto a dicho caso.

La respuesta en reactividad frente a variaciones de la temperatura del moderador (incluyendo los cambios en densidad asociados) para el quemado de referencia mostró una pendiente cerca de la temperatura de operación de unos 1.4 pcm/°C, mientras que el coeficiente promedio por temperatura de moderador que se obtuvo desde los 20°C hasta alcanzar la temperatura de operación de 71°C fue de 2.73 pcm/°C. Cuando se mantuvo invariable la densidad y se elevó la temperatura del moderador desde los 20°C hasta el valor de operación el coeficiente promedio de reactividad por temperatura ascendió al valor de 5.84 pcm/°C.

Por otra parte, para poder profundizar en un análisis de las discrepancias halladas entre los cambios de reactividad calculados y las curvas encontradas para CANDU en bibliografía se necesitaría contar con más detalles relacionados con la forma de obtención de estos últimos así como también con datos actualizados o más específicos de la Central Emblase.

En resumen se ha obtenido una evaluación de cómo modificaciones en parámetros de tres de los principales elementos que conforman el núcleo de la CNE impactan en su reactividad.

8. AGRADECIMIENTOS

Quiero expresar mi agradecimiento a todas aquellas personas que de una u otra forma me han conducido hasta aquí.

Al Lic. Marcelo Madariaga, director de esta Tesina, por los valiosos conocimientos transmitidos que me permitieron desarrollar este trabajo.

Al Lic. Ricardo Waldman, a la Gerencia de Licenciamiento y Control de Reactores Nucleares, a la Autoridad Regulatoria Nuclear y sus autoridades por brindarnos siempre la posibilidad de seguir aprendiendo y permitirme realizar este trabajo.

Al Instituto de Tecnología Nuclear Dan Beninson de la Universidad de San Martín, a su personal y en particular a sus docentes por el entusiasmo y la generosidad con la que nos ceden sus conocimientos.

Al Lic. Julio Mascitti y al Lic. Alejandro Lazarte, por sus apreciables contribuciones y enriquecedores debates intelectuales.

A Silvia Álvarez y Carina Olivelli, por su cordialidad y ayuda durante la impresión de esta Tesina.

A mis colegas en la oficina, Ing. Virginia Guala e Ing. Ricardo Ugarte, a mis colegas de oficinas vecinas y a todo el personal de ARN por los momentos compartidos.

A mi mamá por su apoyo a lo largo de mis años de estudio y en la vida, por ser mi primera gran maestra (ella me enseñó a leer, sumar y restar), por todo lo que ha hecho por mí, por su comprensión, su paciencia y su compañía.

A mi papá, que le hubiera gustado estar aquí, por todo lo que hizo por mí que hace que todo lo bueno que yo pueda tener o hacer se lo deba él. Por sus sabios consejos y por haber sido un modelo de ejemplo a seguir. Ahora sé que él tenía razón.

A Dios y a quienes están con Él, que todo lo saben y no necesitan palabras.

9. REFERENCIAS

- [1] NUREG, *RELAP5 Code Development Team, "RELAP5/MOD 3.3 Code Manual, Vol 1–8,"* NUREG/CR-5535/RevP4, 2010.
- [2] Oak Ridge National Laboratory, *Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System - WIMS-D4 Manual*, Radiation Safety Information Computational Center.
- [3] Nuclear Engineering Division, *CITVAP V3.5 Reactor Calculation Code Manual*.
- [4] Oak Ridge National Laboratory, *CITATION-LDI 2 Nuclear Reactor Core Analysis Code System*, Oak Ridge, Tennessee: Radiation Safety Information Computational Center, 1999.
- [5] CANDU 6 Programme Team- Development Business Unit, *CANDU 6 Technical Summary*, Mississauga, Ontario, Canada: Atomic Energy of Canada Limited (AECL), 2005.
- [6] G. Kluger, *Distinctive Safety Aspects of the CANDU_PHW Reactor Design*, Mississauga, Ontario LSK 1B2: Atomic Energy of Canada Limited- Engineering Company, 1980.
- [7] Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NA-SA.), *Manual de Capacitación Reactor Candú 600 - Central Nuclear Embalse*.
- [8] International Atomic Energy Agency , *Heavy Waters Reactors: Status and Projected Development*, Technical Report Series No 407, Vienna: IAEA, 2002.
- [9] International Atomic Energy Agency (IAEA), *Assesment and Managment of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: CANDU Reactor Assemblies IAEA-TECDOC 1197*, Viena, Austria: IAEA, 2001.
- [10] R. D. T. E. I. M. B. Cox, «AECL Research Programmes in material Science - AECL 7072,» Chalk River Nuclear Laboratory, Chalk River, Ontario, 1980.
- [11] *Informe Final de Seguridad del 01/05/1994. Capítulo 1, Vol.1.*
- [12] Atomic Energy of Canada Limited (AECL), *Design Manual DM-18-31200-01-01 Central Nuclear Embalse - Córdoba- Calandria Assembly*, 1978.
- [13] *Manual de Diseño de Combustibles Nucleares CNE-CORDOBA-DM-18-37000 Rev. 1.*
- [14] *Informe Final de Seguridad del 01/05/1994 Capítulo 4, Vol. 1.*
- [15] General Electric Company - Nuclear Energy Group, *Chart of the Nuclides (With physical constants, coversion factors and table of equivalentents) Twelfth Edition*, San Jose, California (USA): General Electric Company, 1977.

- [16] Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA.), *IT_FA/08/2011 Revisión 0. Estudios Neutrónicos Preliminares para la Operación con los Canales Q06 y Q10 sin Combustible*, 2011.
- [17] *Manabu Higa comunicación personal, datos utilizados por NA-SA en los cálculos.*
- [18] Nuclear Engineering Division, *MTR_PC v3.0 Nutronic, Thermohydraulic and Shielding Calculation on Personal Copmputers Manual*.
- [19] National Institute of Standard and Technology, «Base de Datos de Referencia Estándar del NIST Número 69. Libro del Web de Química del NIST,» 2001. [En línea]. Available: <http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid/>.
- [20] D. G. Snell, Escritor, *CANDU Safety #3 - Nuclear Safety Characteristics- Canteach Publication Library*. [Performance]. *CANDU Safety-#3 _ Nuclear Safety Characteristics*. ppt Rev.0, 2001.

APÉNDICES

Apéndice A: Entrada de Datos Referencia del Código WIMS

```
*-----*
* CELDA DE EMBALSE - URANIO NATURAL
*-----*
CELL 7      * Cluster
SEQUENCE 2  * Entrada PERSEUS
NGROUP 14   * Nro de grupos en la rutina ppal de transp
NMESH 100   * Nro de puntos en la malla en la rutina ppal de transp
NREGION 21 4 * Nro de anillos, Nro de anillos que contienen barras
NMATERIAL 13 4 * Nro de materiales, Nro de materiales que sufren quemado
PREOUT
INITIATE
TOLERANCE 1.0E-6
* Annulus: Nro de anillo, Radio exterior en cm, Nro de material de todas partes
* del anillo no ocupadas por barras
ANNULUS 1 0.8282615 6 * Refrigerante
ANNULUS 2 2.19137394 6 * Refrigerante
ANNULUS 3 3.61030816 6 * Refrigerante
ANNULUS 4 5.038118 6 * Refrigerante
ANNULUS 5 5.169 6 * Refrigerante
ANNULUS 6 5.6033 9 * Tubo de Presión (Radio según NA-SA, figura en cap 4 dice espesor 4,343mm)
ANNULUS 7 6.44779 11 * Aire entre el TP y TC (Radio interior TC Gap)
ANNULUS 8 6.58795 10 * Radio exterior tubo calandria
ANNULUS 9 7.32495 7 * Moderador
ANNULUS 10 8.06495 7 * Moderador
ANNULUS 11 8.80495 7 * Moderador
ANNULUS 12 9.54495 7 * Moderador
ANNULUS 13 10.28495 7 * Moderador
ANNULUS 14 11.02495 7 * Moderador
ANNULUS 15 11.76495 7 * Moderador
ANNULUS 16 12.50495 7 * Moderador
ANNULUS 17 13.24495 7 * Moderador
ANNULUS 18 13.98495 7 * Moderador
ANNULUS 19 14.72495 7 * Moderador
ANNULUS 20 15.46495 7 * Moderador
ANNULUS 21 16.12172 8 * Reflector
*
ARRAY 1 1 1 0 0
ARRAY 2 1 6 1.49 0
ARRAY 3 1 12 2.875 0.2618
ARRAY 4 1 18 4.33 0
*
RODSUB 1 1 0.6075 1
RODSUB 1 2 0.65626 5
RODSUB 2 1 0.6075 2
RODSUB 2 2 0.65626 5
RODSUB 3 1 0.6075 3
RODSUB 3 2 0.65626 5
RODSUB 4 1 0.6075 4
RODSUB 4 2 0.65626 5
*
*Nro material, densidad (g/cm3), temperatura(K), Tipo de espectro (combustible, refrigerante, moderador, reflector)
*identificacion nucleido, porcentaje en peso
MATERIAL 1 10.04907 960.16 1 8238.0 87.521317 2235.0 0.62674 $
234.0 0.00468049 6016 11.847262 6239.0 1.0E-20
MATERIAL 2 1
MATERIAL 3 1
MATERIAL 4 1
*
*-----*
* Materiales 5, 6, 7, 8, 9, 10 y 11 y sus respectivas Temperaturas,
* de acuerdo con IT-FA/08/2011
*-----*
```

```

*
* Clad dimensions
MATERIAL 5 6.55 563.16 2 91 98.115 * Clad (Zry-4) $
      2056 0.21 $
      52 0.10 $
      118 1.45 $
      6016 .125

*-----99.1-----*
MATERIAL 6 0.81486 563.16 3 6016 79.98214 3001 0.11972 $
      3002 19.89814

MATERIAL 7 1.08441 344.16 4 6016 79.90003 3001 0.01678 3002 20.08318
* Reflector (Igual que el Moderador)
MATERIAL 8 1.08441 344.16 4 6016 79.90003 3001 0.01678 3002 20.08318
*-----*
* Fuel Channel Structural Materials *
*-----*
MATERIAL 9 6.51 563.46 2 91 97.39 $* Pressure Tube (Zr-2.5%Nb)
      93 2.56 $
      6016 0.11
MATERIAL 10 6.55 344.16 2 91 98.12972 $* Calandria Tube
      2056 0.135 $
      52 0.10 $
      58 0.55 $
      6016 0.125 $
      118 1.45
MATERIAL 11 0.0014 453.11 2 6016 72.7084 $* CO2 gap
      2012 27.2916
*
SUPPRESS 0 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1
*SUPPRESS 1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 1 0 0 1 1 1
*SUPPRESS 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0 0 0 0 0
FEWGROUPS 2 5 10 15 22 25 27 31 39 45 51 57 65 69
MESH 8 8 8 8 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
* Potencia (2115.4 Mw) tomada de la entrada Wcne172q.ent,
* provista por NASA
* EL VALOR EN POWER ESTA CALCULADO ASI:2115.4/18.822 KG EN TON /12/380 ELEM. *
POWERC 1 24.647 0.0001 1
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
SIGPUNCH
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
MATERIALS
THERMAL 4
ALPHA37
DIFFUSION 2
LEAKAGE 6
BEGINC
*
POWERC 1 24.6469 0.0001 1
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 1.01432229 2
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 1.01432229 2
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 1.01432229 4
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 2.02865269 4
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWER 1 24.6469 2.02865269 4

```


POWER 1 24.6469 2.53581586 8
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 2.53581586 8
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWER 1 24.6469 2.53581586 8
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 2.53581586 8
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWER 1 24.6469 2.53581586 8
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 4.05730538 10
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWER 1 24.6469 4.05730538 10
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 4.05730538 10
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC
POWERC 1 24.6469 4.05730538 10
BEGINC
BUCKLING 4.335126E-05 2.36942E-05
BEGINC

Apéndice B: Entrada de Datos Referencia del Código CITVAP (Modelo 4560 EC)

NUCLEO DETALLADO
CON 380 CANALES AXIALES Y 12 ZONAS VERTICALES
* DE QUEMADO
* Total de zonas de quemado 4560
*
*
*CASO SIN PERTURBAR
*
^^ Sec 1 *
* (Guarda el flujo)
NGC 6 1 *
* (Escribe Densidad de potencia unit=32)
NGC 7 1 *
* (Problema de k-eff)
NGC 10 0 *
* (Modo de terminacion del caso)
NGC 15 2 *
* (XS macro)
NGC 19 1 *
* (Direccion del caudal)
NGC 21 5 *
* (Imprime iteraciones)
IEDG 1 1 *
* (Imprime/ no Tasa de Reacción)
IEDG 4 1 *
* (Imprime balance neutronico)
IEDG 5 1 *
* (Idem por zona y grupo)
IEDG 6 0 *
* (Imprime valores medios de flujo por grupo)
IEDG 9 1 *
* (Imp valores puntuales de flujo por grupo)
IEDG 10 1 *
* (Imprime densidades de potencia por zona)
IEDG 12 1 *
* (Imprime densidad de potencia por puntos)
IEDG 14 1 *
* (Nro max de iteraciones)
ITMX 1 999 *
*
GLIM 1 1.5
*
^^ Sec 3 *
* (Diferencias finitas)
NUAC 1 0 *
* (Geometria XYZ)
NUAC 5 11 *
* (Cond de contorno Left)
NUAC 11 0 *
* (Cond de contorno Top)
NUAC 12 0 *
* (Cond de contorno Right)
NUAC 13 0 *
* (Cond de contorno Bottom)
NUAC 14 0 *
* (Cond de contorno Front - 3D -)
NUAC 15 0 *
* (Cond de contorno Back - 3D -)
NUAC 16 0 *
*
BLACK ABSORBER 4562 *
*
* (Aprox en el calc de flujo)
EPI 1 0.0001 *
* (Aprox en el calc del k-eff)
EPI 2 0.00001 *

1 28.575 *
 1 28.575 *
 1 28.575 *
 1 28.575 *
 1 28.575 *
 1 28.575 *
 * Agua de Reflector y Black Absorber
 1 28.575 *
 1 28.575 *
 1 10.0263 *
 * Agua de Reflector
 1 28.575 /
 *
 * Eje Z
 *
 * Black Absorber
 10 14 *
 * Reflector INFERIOR D2O
 28 14.00 *
 * NUCLEO
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 10 49.53 *
 * Reflector SUPERIOR D2O
 28 14.00 *
 * Black Absorber
 10 14
 *
 ^^ Sec 5 *
 *
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /
 4562
 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 4562 /


```
*  
^^ Fission spectrum from library embalse3up  
*  
999  
^^ WRITE LOG DATA ON FILE Emb3Det_e_quem.log  
^^ PRINT MESH MAPS EVERY 0.2 DAYS ON FILE Emb3Det_e_quem.msh  
^^ CHANGE BURNUP FROM 1 TO 1 PER 7176  
^^ CHANGE BURNUP FROM 2 TO 2 PER 877
```

CONTINUA.....

```
^^ CHANGE BURNUP FROM 4560 TO 4560 PER 283  
^^ CALCULATE AT 0.0  
^^ END RUN
```

Apéndice C: Entrada de Datos Referencia del Código CITVAP (Modelo Simplificado)

NUCLEO CILINDRICO (Embalse3.cii)
CON 12 ZONAS VERTICALES DE QUEMADO
*
*
*CASO SIN PERTURBAR
*
^^ Sec 1 *
* (Guarda el flujo)
NGC 6 1 *
* (Escribe Densidad de potencia unit=32)
NGC 7 1 *
* (Problema de k-eff)
NGC 10 0 *
* (Modo de terminacion del caso)
NGC 15 2 *
* (XS macro)
NGC 19 1 *
* (Direccion del caudal)
NGC 21 5 *
* (Imprime iteraciones)
IEDG 1 1 *
* (Imprime/ no Tasa de Reacci3n)
IEDG 4 1 *
* (Imprime balance neutronico)
IEDG 5 1 *
* (Idem por zona y grupo)
IEDG 6 0 *
* (Imprime valores medios de flujo por grupo)
IEDG 9 1 *
* (Imp valores puntuales de flujo por grupo)
IEDG 10 1 *
* (Imprime densidades de potencia por zona)
IEDG 12 1 *
* (Imprime densidad de potencia por puntos)
IEDG 14 1 *
* (Nro max de iteraciones)
ITMX 1 999 *
*
GLIM 1 1.5
*
^^ Sec 3 *
* (Diferencias finitas)
NUAC 1 0 *
* (Geometria RZ)
NUAC 5 7 *
* (Cond de contorno Left)
NUAC 11 0 *
* (Cond de contorno Top)
NUAC 12 0 *
* (Cond de contorno Right)
NUAC 13 0 *
* (Cond de contorno Bottom)
NUAC 14 0 *
* (Cond de contorno Front - 3D -)
NUAC 15 0 *
* (Cond de contorno Back - 3D -)
NUAC 16 0 *
* (Aprox en el calc de flujo)
EPI 1 0.0001 *
* (Aprox en el calc del k-eff)
EPI 2 0.00001 *
* (Nivel de potencia termica en MW)
XMIS 3 2115.4 *
* (Fracc. de nucleo considerada)
XMIS 5 1.0
*

```

^^ sec 4 *
*
* Radio r
* NUCLEO
  50 314.27 *
* Reflector D2O
  26 65.46 /
*
* Eje Z
*
* Reflector INFERIOR D2O
  28 14.00 *
* NUCLEO
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
  10 49.53 *
* Reflector SUPERIOR D2O
  28 14.00
*
^^ Sec 5 *
  13 13 /
  1 13 /
  2 13 /
  3 13 /
  4 13 /
  5 13 /
  6 13 /
  7 13 /
  8 13 /
  9 13 /
  10 13 /
  11 13 /
  12 13 /
  13 13
*
* Materiales :
*
^^ sec 8 group from library embalse3up.bib
^^ library = embalse3up.bib
^^ fuel ELEMENT = ( from 1 to 12 ) key=quemado
^^ material = (from 13 to 13) key=reflector
*
*
^^ Fission spectrum from library embalse3up.bib
*
999
^^ WRITE LOG DATA ON FILE Embalse5quemtip.log
* ^^ SAVE ON FILE Embalse3quem.SAV
^^ CHANGE BURNUP FROM 1 TO 1 PER 3837.3921
^^ CHANGE BURNUP FROM 2 TO 2 PER 4244.6816
^^ CHANGE BURNUP FROM 3 TO 3 PER 4277.2474
^^ CHANGE BURNUP FROM 4 TO 4 PER 3911.3553
^^ CHANGE BURNUP FROM 5 TO 5 PER 3659.3447
^^ CHANGE BURNUP FROM 6 TO 6 PER 3908.0447
^^ CHANGE BURNUP FROM 7 TO 7 PER 3908.9237
^^ CHANGE BURNUP FROM 8 TO 8 PER 3661.6158
^^ CHANGE BURNUP FROM 9 TO 9 PER 3918.2579
^^ CHANGE BURNUP FROM 10 TO 10 PER 4258.2737
^^ CHANGE BURNUP FROM 11 TO 11 PER 4207.2816
^^ CHANGE BURNUP FROM 12 TO 12 PER 3788.3211
^^ CALCULATE AT 0.001

```