

CÁLCULO DEL REACTOR CAREM CON LA CADENA DE CÓDIGOS HUEMUL-PUMA-THERMIT

Notari C., Grant C.
Comisión Nacional de Energía Atómica

RESUMEN: El propósito de este trabajo es la evaluación del núcleo del reactor CAREM 25 con los códigos HUEMUL-PUMA-THERMIT, que constituyen una cadena de cálculo alternativa a la utilizada en el diseño del reactor (CONDOR-CITVAP-THERMIT).

Se efectuó en primer lugar una validación parcial de los códigos en redes similares a la de CAREM y se reprodujo un benchmark numérico para simular el quemado del gadolinio. Los resultados se consideraron adecuados para esta etapa del proyecto.

Luego se calculó el ciclo de equilibrio en condiciones operativas normales y en situaciones de parada caliente y fría.

Los resultados confirman en líneas generales los cálculos de referencia, excepto en un punto importante: en parada fría se pone de manifiesto que el sistema de corte del reactor no es adecuado, ya que la falla única de una barra del banco 13 pone al núcleo en estado supercrítico a principios del ciclo y esta anomalía persiste durante buena parte del mismo. Este resultado motivó el análisis de un núcleo alternativo, que se presenta como propuesta. Este nuevo núcleo satisface todos los requerimientos de diseño.

INTRODUCCIÓN

El objetivo de este trabajo, fue la revisión del diseño neutrónico-termohidráulico del reactor CAREM 25, con una cadena de cálculo alternativa a CONDOR-CITVAP-THERMIT, constituida por los programas HUEMUL para el cálculo de celda y PUMA-THERMIT para el cálculo de reactor con acoplamiento termohidráulico. Los programas HUEMUL y PUMA han sido utilizados extensivamente para los reactores de Atucha I y Embalse y para reactores tipo piletas como el RA-3, pero escasamente para redes de agua liviana, similares a la del reactor CAREM. Por tal motivo, se realizó primeramente una tarea de validación en este tipo de redes, calculando:

- Casos representativos de mediciones en redes uniformes y perturbadas realizadas en la facilidad húngara ZR6.
- Un núcleo perturbado en la facilidad ZR6.
- Un benchmark de cálculo para simular el quemado del veneno neutrónico en las barras con gadolinio.

La conclusión de esta validación es que hay una buena coincidencia en el factor de multiplicación obtenido para estas redes con los resultados experimentales y los cálculos de CONDOR. Lo mismo puede decirse respecto de los núcleos perturbados. Cuando se calcula a más de dos grupos, la estructura de los mismos requiere un mayor análisis.

HUEMUL sobreestima la reactividad del gadolinio respecto del valor medio del benchmark, pero los valores prácticamente se igualan a los 10 GWd/t.

Las concentraciones isotópicas se reproducen bien en la celda sin gadolinio. Con gadolinio hay discrepancias en las concentraciones de los isótopos de este elemento y del plutonio.

En líneas generales los resultados se consideran satisfactorios y adecuados para el análisis del reactor CAREM.

Tomando como núcleo de referencia un ciclo en equilibrio del CAREM-25 diseñado con CONDOR-CITVAP-THERMIT (1), se recalculó el ciclo del reactor en **operación normal y en condiciones de parada caliente y fría**, para verificar si se cumple con todos los criterios de diseño.

METODOLOGÍA Y APROXIMACIONES

Cálculos de celda

En la figura 1a se muestra esquemáticamente el núcleo del reactor, indicando la numeración de los canales en simetría tres, que es la utilizada en lo que sigue. En la figura 1b se encuentra la composición y distribución de los diferentes tipos de elementos combustibles y en la figura 1c la distribución de los bancos de barras. En esta última se localizan las barras correspondientes al SAC: sistema de ajuste y control y al SER: sistema de extinción rápida (ver ref. 1).

El cálculo de las secciones eficaces efectivas en las diferentes celdas del núcleo se realizó con el código HUEMUL representando 1/12 de la celda como se muestra en la figura 2a, e intercambiando la posición de la barra combustible central por la del tubo de instrumentación, tal como se hizo en los correspondientes cálculos de CONDOR.

Las celdas calculadas corresponden a la siguiente descripción en cuanto a enriquecimiento y cantidad de barras con gadolinio como veneno quemable (VQ): combustible 1.8% sin VQ; combustible 3.4% sin VQ, con 6 barras con VQ y 12 barras con VQ.

La descripción de las celdas (geometría y composición) se tomaron de ref. 2.

Los cálculos realizados corresponden a tres condiciones: operación nominal, parada fría y parada caliente.

La biblioteca de datos nucleares utilizada es la correspondiente al código WIMS en la versión incluida en el paquete de códigos MTR_PC (3). Los cálculos se efectuaron en la estructura de 69 grupos de la biblioteca y se condensaron las secciones eficaces a dos grupos con límite común en 0.625eV.

Los valores obtenidos de k-infinito para todas las celdas muestran una subestimación a bajos quemados con respecto a los cálculos de CONDOR, revirtiéndose la relación a altos quemados. En los cálculos de HUEMUL el veneno se quema más lentamente, aunque el efecto del mismo desaparece a valores similares de quemado. Este comportamiento ya había sido encontrado en el cálculo del benchmark reproducido con HUEMUL (4).

Los cálculos de celda se repitieron para cada paso de quemado modificando las variables de interés para la realimentación neutrónica termohidráulica.

Las temperaturas y densidades utilizadas en los cálculos son: Temperaturas de combustible: 284°C, 450°C, 700°C, 1000°C. Temperaturas de refrigerante: 284°C, 326°C, 305°C. Densidad de refrigerante: 0.400g/cm³, 0.550g/cm³, 0.675g/cm³, 0.753g/cm³.

Los valores restantes son constantes e iguales a: Temperatura de vainas: 350°C; Temperatura de barras de control: 350°C; Temperatura del agua de los tubos guía: 284°C; Densidad del agua de los tubos guía: 0.753°C.

Cálculos de reactor

Se modeló en PUMA el núcleo completo (simetría 1), con una red triangular (figura 2b), la cual es muy adecuada para la geometría del mismo y muy deficiente para representar el contorno del recipiente circular que lo rodea. Se representó el contorno con una corona de triángulos adyacente al núcleo en la cual se supuso corriente entrante nula.

La representación de las barras absorbentes en PUMA se hizo utilizando constantes incrementales, las cuales se determinaron con cálculos de HUEMUL en las correspondientes celdas con y sin barras introducidas.

Se adoptaron las constantes incrementales de barras correspondientes a cada tipo de celda y de elemento absorbente y para un valor de quemado medio de 10000MWd/ton.

Se partió de un núcleo inicial con una dada distribución de quemados y se inició la evolución del mismo hasta completar un ciclo. Se buscó criticidad en cada paso de quemado moviendo los bancos de barras del sistema de ajuste y control y efectuando los cálculos con reacoplamiento termohidráulico.

Se respetaron las pautas fijadas en ref. 1, es decir la barra 1 permanece fija en la posición 70 (70cm de inserción) y los bancos restantes ingresan según la secuencia (ver figuras 1a, 1c):

2 - 9 - 11 - 10 - 3 - 12

La extracción se realiza en la secuencia inversa:

12 - 3 - 10 - 11 - 9 - 2

Se entiende que el ingreso (egreso) de cada banco está condicionado a que el anterior esté totalmente introducido (extraído).

Por otra parte, el movimiento de los bancos se efectúa de manera que la reactividad del núcleo permanezca en la banda +250pcm , -250pcm. Esta banda es algo mayor que la sugerida en las pautas de referencia, debido a que hacia el final del ciclo se dificultaba la convergencia.

Al final del ciclo el exceso de reactividad debe ser superior a los 2000pcm para afrontar los transitorios operacionales. Allí se procede a un recambio parcial de combustible. La tabla siguiente muestra el esquema de recambios.

Gestión de combustible

Canal	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	
Pasa a	S*	8	11	14	16	18	20	S	15	17	S	19	21	S	S	S	S	S	S	S	S	S

* S indica que el elemento es extraído del núcleo

OPERACIÓN NORMAL

La comparación de resultados con los equivalentes de ref. 1 permite observar lo siguiente:

Nuestros cálculos arrojan valores más próximos a los límites de diseño, particularmente el factor de forma total.

El exceso de reactividad del núcleo es algo menor durante todo el ciclo y los pesos en reactividad del sistema de extinción rápida (SER) y de ajuste y control (SAC) son apreciablemente mayores que en la referencia a lo largo de todo el ciclo.

La falla única del SER deja al núcleo en un estado algo menos subcrítico. El quemado medio de extracción y los valores máximos de quemado son un poco menores en esta evaluación.

El valor mínimo de reactividad del sistema de extinción con falla única, SERFU, es muy próximo al límite de 3000pcm.

PARADA CALIENTE

Se calculó el núcleo en estado de parada caliente, caracterizado por una temperatura uniforme de 220°C, sin xenón.

En este caso se obtuvieron valores de reactividad en exceso menores debido a que se había incluido indebidamente xenón en el cálculo. Por lo demás, el acuerdo fue bueno.

PARADA FRÍA

Se calculó el núcleo en estado de parada fría, caracterizado por una temperatura uniforme de 20°C, sin xenón.

Se observó una sobreestimación sistemática de alrededor de 1000-1200 pcm en el segundo sistema de extinción (Boro). Posteriormente se verificó un cálculo incorrecto de las constantes incrementales de boro, que se evaluaron en quemado cero.

Sin embargo, el resultado más destacable es la discrepancia en el cálculo de la falla única del sistema de extinción (no ingresa una barra de un banco de tres). Encontramos que no se consigue la subcriticidad requerida en estas condiciones de falla.

De acuerdo a los resultados obtenidos, la falla de una barra del banco 13 determina la falla única del sistema de extinción y en estas condiciones el reactor no queda subcrítico. Esta anomalía persiste hasta los 90 días del ciclo. Allí, aún con falla única, el reactor está subcrítico y recién a los 150 días se obtiene subcriticidad por un margen superior a los 1000 pcm.

El desacuerdo con los resultados de referencia se debe a que esta evaluación, que implica una fuerte asimetría en el núcleo, debe calcularse en simetría uno (núcleo completo), y no en simetría 3 como se había realizado el cálculo de referencia.

Este último resultado obligó a modificar el núcleo de referencia, para mejorar la situación en parada fría ante falla única y cumplir con la subcriticidad requerida.

PROPUESTA DE NUEVO NÚCLEO

Se calcularon varias alternativas de núcleo para el ciclo de equilibrio y los mejores resultados corresponden al núcleo de la figura 3a. No se han agregado nuevos

tipos de elementos combustibles ni se ha aumentado el número de bancos de barras. La gestión de combustible no ha sido modificada. Los cambios efectuados son: utilización de combustibles con 6 barras de venenos quemables en posiciones periféricas, ocupadas, en el diseño anterior, por combustibles sin venenos quemables y relocalización del banco antes ubicado en una posición cercana al centro (combustible 3), por una posición más externa (combustible 6), aumentando el número de absorbentes de 12 a 18 barras .

El núcleo propuesto cumple con todos los requerimientos de diseño, permitiendo un margen adecuado en caso de falla única del sistema de extinción en parada fría. El valor mínimo de subcriticidad en este caso es de 2000 pcm y corresponde a la falla de una barra del banco 9 a principio de ciclo.

En la tabla siguiente, se comparan dos parámetros significativos: el factor de forma total máximo a lo largo del ciclo en operación normal y la reactividad del núcleo con falla única en frío. Esta comparación se hace para el caso de referencia, para este trabajo y para el nuevo núcleo aquí propuesto. Como queda dicho el valor erróneo de reactividad en el cálculo de referencia (-2900pcm), se debe a un error en la simetría utilizada. Los restantes valores reflejan la mejora en la redefinición del núcleo, mejora que también se observa en el factor de forma.

	Referencia	Este trabajo	Nuevo núcleo
Factor de forma Máximo	2.77	2.91	2.74
ρ (pcm). Falla única en frío	-2900	1257	-2010

REFERENCIAS

- 1.- S. Matzkin “Actualización del cálculo del núcleo del reactor CAREM 25 con AgInCd como material absorbente”. INVAP 0758 1010 2IAKN 158 10
- 2.- S. Matzkin. “Base de datos para el cálculo del núcleo del reactor CAREM 25”. 0758 1010 3TAIN 156 10 .
S. Matzkin. “Datos y modelos para la evaluación de constantes neutrónicas para el cálculo del núcleo del reactor CAREM 25” 0758 1010 3TAIN 157 10
- 3.- Sistema MTR_PC. División Ingeniería Nuclear. INVAP SE.
- 4.- C. Notari, C. Grant, “ Validación de la cadena de cálculo HUEMUL-PUMA”, MEM NEU-99-009, julio,1999.

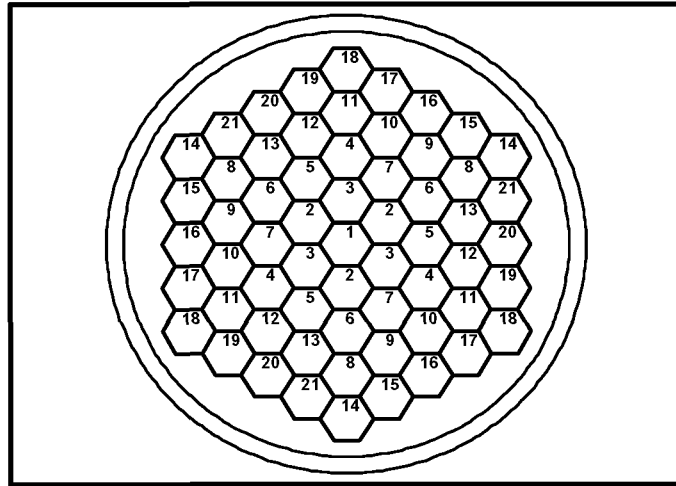


Fig 1 a: Numeración de canales

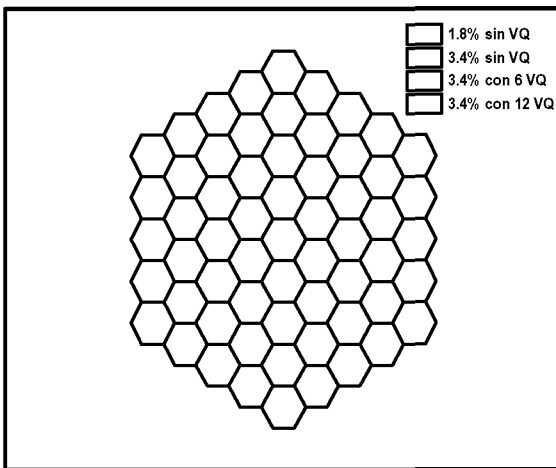


Fig 1 b: Núcleo de referencia

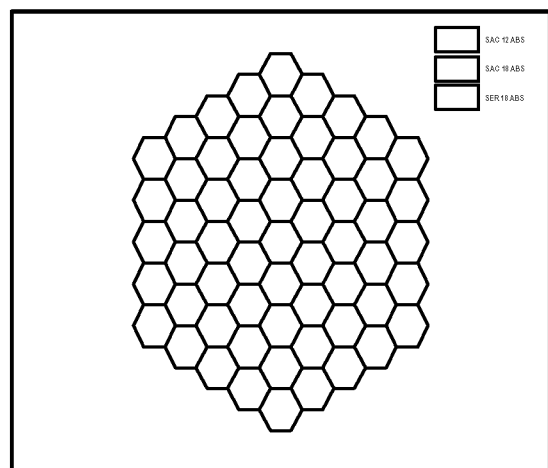


Fig.1c: Bancos de barras

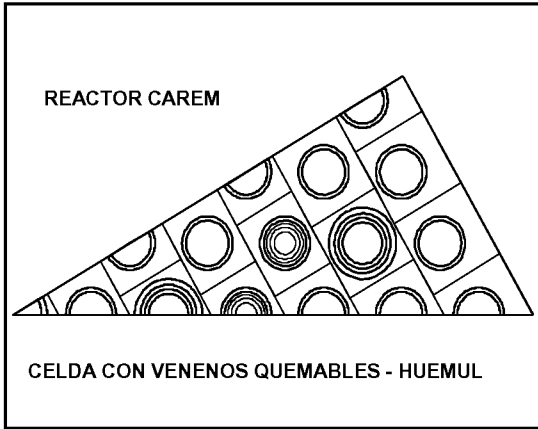


Fig. 2 a : Modelo de celda

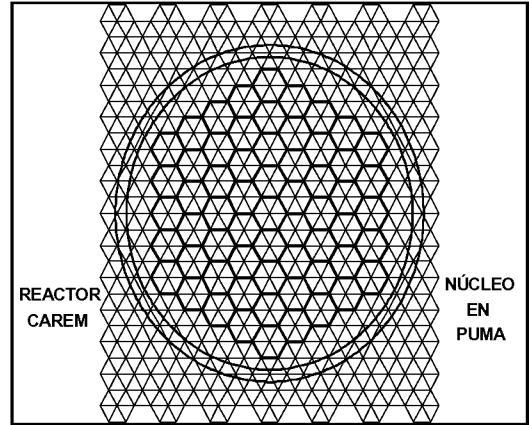


Fig. 2 b: Modelo de núcleo

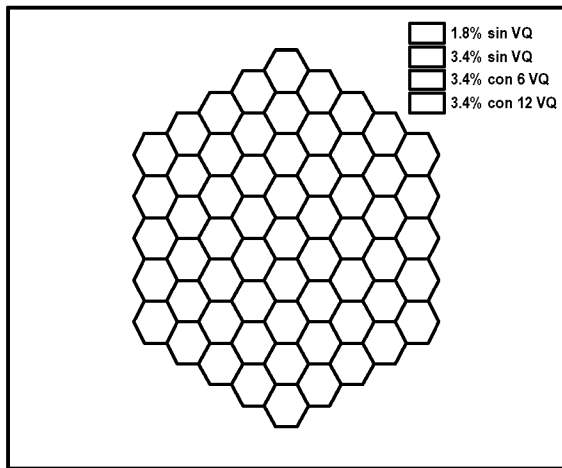


Fig. 3a : Nuevo núcleo.

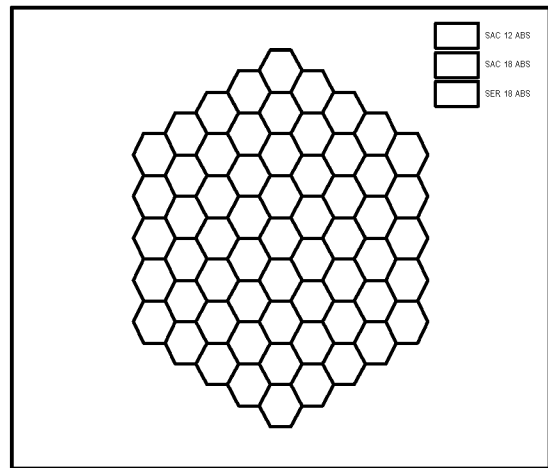


Fig.3b: Banco de barras

CALCULATION OF THE CAREM REACTOR WITH THE HUEMUL-PUMA-THERMIT CHAIN OF CODES

Notari C., Grant C.
Comisión Nacional de Energía Atómica

ABSTRACT: The purpose of the work was the evaluation of the the CAREM 25 reactor core, using a chain of codes (HUEMUL-PUMA-THERMIT) different to the one used in the original design (CONDOR-CITVAP-THERMIT).

First, we performed a partial validation of the our codes in lattices similar to CAREM and reproduced a benchmark for simulation of gadolinium burnup. The results were considered satisfactory for this stage of the project.

Then, we calculated the core along the normal operating equilibrium cycle and in hot and cold shut-down conditions.

The main outcome of our evaluation confirms the general behaviour of the reference calculations except in one important point referring to the cold shut down. In this condition, the failure of one single rod of bank number 13 of the shut down system, leaves the core in a supercritical state at the beginning of the cycle and this anomaly persists during almost a third of the overall cycle.

A new design of the core is proposed with minor modifications of the reference one, without introducing new types of fuel elements and keeping the same fuel management scheme. This new core fulfills all the design requirements.