

TECNICAS DE «BOOTSTRAPPING» PARA BLINDAJE

J. A. Gago y J. M. Perlado

INTRODUCCION

Hablar de «bootstrapping» es hablar, de forma altamente sonora, de conexiones o ligazones. Entenderemos, en general, cálculos bajo «bootstrapping» como traducción de cálculos encadenados, efectuados de forma secuencial y, de tal suerte, que estén conectados a través de parámetros o espacios físicos de transmisión.

Para el caso particular de su aplicación a la evaluación de blindajes, el cálculo consiste en resolver la ecuación del transporte de Boltzmann para las partículas de interés —neutrones, gammas—, viniendo definida la ligazón-transmisión por un área del espacio geométrico común a cada pareja de resoluciones progresivas, usando una superficie de la misma como frontera del cálculo posterior, ya determinados sus flujos angulares.

Parece evidente que el método de «bootstrapping» nace de una necesidad de subdividir un cálculo dado. ¿Razones? Bien pueden ser las habidas de la posibilidad de usar modelos distintos para diversas partes de la resolución, o imposiciones debidas a las herramientas de cálculo de que se disponga, en tantos casos incapaces de abordar directamente la magnitud del problema de transporte dado.

Una buena acepción de blindaje en reactores sería enfrentarnos con el diseño de dispositivos (¿materiales?, ¿medidas?, ¿situación?) que fuesen capaces de eliminar la radiación emergente del reactor, dañina para las personas y medio ambiente, en todos y cada uno de los espacios interiores y exteriores del sistema en que pudiera existir una hipotética interacción. El problema, de forma brusca, podríamos subdividirlo en interacción con el exterior a la planta, e interacción en puntos interiores. Tomando como parámetro distintivo la dirección de la radiación, consecuencia de la permisividad constructiva de la planta, nos encontraríamos con un problema no colimado, en el diseño de blindajes exteriores, y otro claramente anisótropo, o de direcciones preferenciales, para situaciones interiores donde aparecen canalizaciones, tuberías y perforaciones en la envolvente al reactor. Es este segundo caso el que se pretende abordar aquí.

La pregunta sería... ¿por qué mayor complicación? La respuesta hay que encontrarla en dos insuficiencias:

— Insuficiencia de resolver el problema en una aproximación unidimensional y, en consecuencia la necesidad de resol-

verlo bajo una descripción bi o tridimensional.

— Insuficiencia de una aproximación angular desarrollada en pocos términos y, en consecuencia, la necesidad de utilizar costosas simulaciones de las variables angulares y de los procesos de dependencia angular.

El mayor detalle impuesto en el nivel de descripción geométrico y en el espacio angular, supone una limitación en el tamaño físico del problema a estudiar, condicionado por la magnitud de la malla que nos veamos obligados a usar, dependiente en general de espectro y materiales existentes. Nos podríamos pues encontrar en la necesidad de usar cálculos de «bootstrapping» para resolver el problema en los casos citados.

Este trabajo recoge por una parte las necesidades potenciales de aplicación de «bootstrapping» dependiendo del tipo de reactor, a la vez que propone un método de simulación del mismo haciendo uso de una librería básica (EURLIB) y modelos de cálculo uni y bidimensionales acoplados (ANISN-DOT 3.5). Se ofrecen resultados del método aplicado a transporte neutrónico en la estructura del reactor rápido experimental japonés YAYOI (2,3), concluyendo la bondad de la simulación con las herramientas usadas para reproducir la técnica de acoplamiento.

EL PROBLEMA DEL «STREAMING». TIPOS DE REACTORES

Permítasenos contar aquí cómo se presenta de crítico e importante el problema de canalizaciones o fugas por colimaciones según el tipo de reactores que estemos tratando. A fuerza de ser sinceros, serían dos las visiones que surgen del mundo de las «fugas acanaladas» o «streaming». Una tendría que contar con la estructura de la planta, y se apercibiría de los «agujeros» en las paredes de la vasija, de las penetraciones para tanta tubería y otros divertimentos. La otra, mucho más material, sofisticada, y para nota, llevaría impreso el sello de cómo una partícula, masificada o no, interacciona con tal o cual material, además de considerar la velocidad relativa entre el proyectil y el blanco.

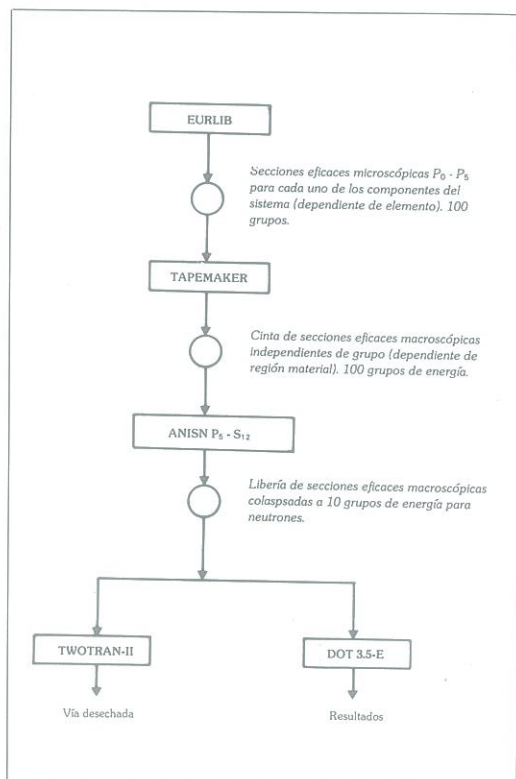
Nos limitaremos, en un alarde de concisión, a la primera de las perspectivas anunciadas. Forma del reactor e importancia de este problema del «streaming». Revisaremos las siguientes:

- Reactores refrigerados por gas.
- Reactores de agua ligera.

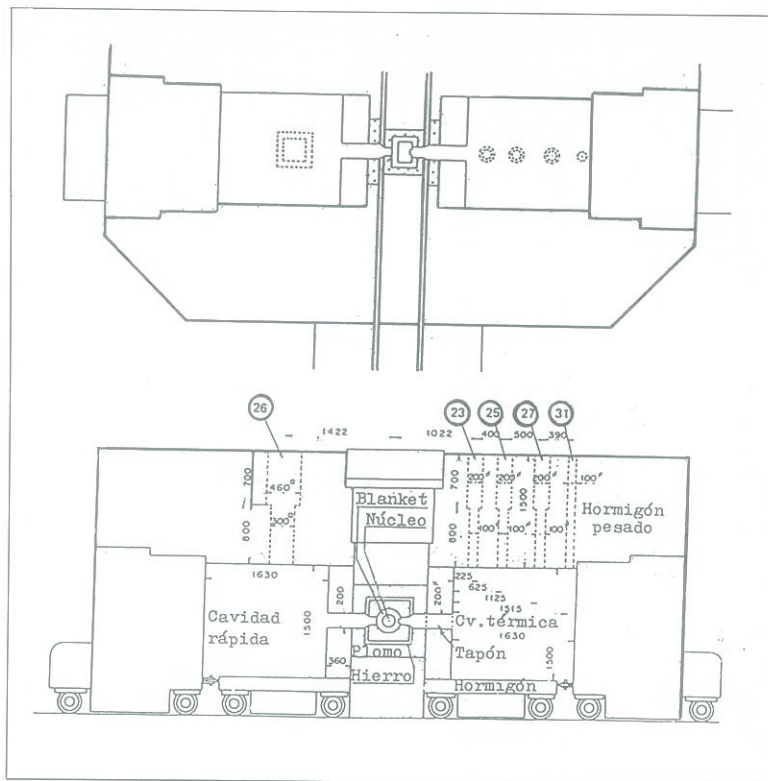


D. J. Antonio GAGO BADENAS es Ingeniero Industrial, especialidad de Técnicas Energéticas por la ETSIIM.

En la actualidad trabaja en el proyecto de investigación de Fusión por Confinamiento Inercial, del Departamento de Energía Nuclear de la citada Escuela.



FI Diagrama de flujo de los cálculos llevados a cabo



FII Configuración experimental del YAKOI

que los neutrones canalizados en la cavidad anular del reactor se dispersaban hacia el punto de medida de la dosis.

El barco nuclear MUTSU tuvo que detener sus ensayos porque se encontraron tasas de dosis en cubierta que excedían el valor de diseño de 0.054 mrem/h, cuando el reactor estaba funcionando tan sólo al 1,4 % de plena potencia. De nuevo, la causa era el «streaming» neutrónico en la parte superior a lo largo del boquete de 15 cm. entre la vasija de presión y el blindaje primario de hierro-agua a nivel del núcleo, y entre la vasija y el blindaje primario que rodeaba su parte superior. Se colocó un anillo de acero en la parte superior del blindaje de hormigón que taponase el boquete, pero esta medida no fue suficiente para atenuar el «streaming» hasta un nivel aceptable. La solución al problema consistió en sustituir la capa de aislamiento de baja densidad que rodeaba la vasija por una de asbestos y crisolita, que presenta mejores características atenuadoras. También se reemplazó el anillo de acero por uno mayor de hormigón.

REACTORES SGHWR

El «streaming» es el modo dominante de penetración en los blindajes axiales internos de un reactor tipo SGHWR. Existen rendijas de gas alrededor de los tubos a presión en donde éstos penetran el blindaje, y se han solucionado con la presencia de collares y pestañas alrededor de los tubos. El refrigerante que fluye a lo largo del tubo a presión por encima del núcleo es una mezcla a baja densidad de agua y de vapor, y la canalización de la radiación por esta vía se evita, insertando un tapón de acero tipo torpedero, que reduzca el ángulo sólido

hasta una penetración prácticamente lineal. Un fenómeno que ocurre en el blindaje es la separación del agua y del vapor durante el flujo a través del conducto anular, para dar origen a dos regiones anulares de agua adyacentes a las paredes con una región de vapor de muy baja densidad entre ambas. Las dimensiones son tales, sin embargo, que la atenuación geométrica, a lo largo de la rendija del vapor, es suficiente para alcanzar los niveles neutrónicos deseados en la zona superior del blindaje, aunque los flujos están aún dominados por la componente de «streaming».

REACTORES RAPIDOS

El problema en la cavidad del reactor con la canalización axial de neutrones en el boquete entre la vasija de presión y el blindaje de hormigón, es de algún modo similar al de un PWR, pero se ve complicado por la estructura de soporte de la vasija. También se requiere que sea posible el acceso directo al piso de mantenimiento, situado encima de la cavidad, durante la operación del reactor. La solución adoptada en este caso fue colocar un anillo solapado de hormigón suspendido del hormigón del retallo de soporte de la vasija. Estos dos anillos eliminaban cualquier camino directo de canalización de la cavidad hacia el exterior de la vasija de salvaguardia, pero permanecía la debilidad en la región de los brazos de soporte. Por ello, el blindaje se completó con una cubierta externa de polietileno y acero borado.

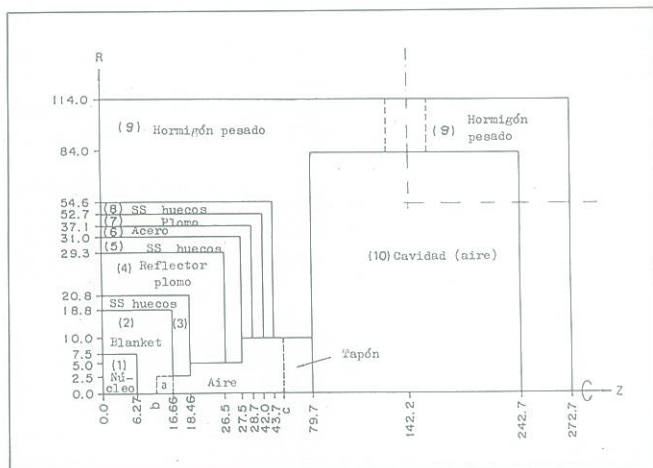
Se han examinado otros problemas de canalizaciones en reactores rápidos. La penetración a lo largo de los espacios abiertos de los conductos que rodean a los tubos que transportan el sodio del primario produce la activación

del sodio del secundario. Este problema es, en muchos aspectos, similar al de la canalización de neutrones en el circuito del refrigerante de los reactores magnox. Es necesario asegurarse de que el número de curvas y la distancia entre ellas son suficientes para proveernos de la atenuación suficiente, si bien tal predicción no es fácil de hacer a priori.

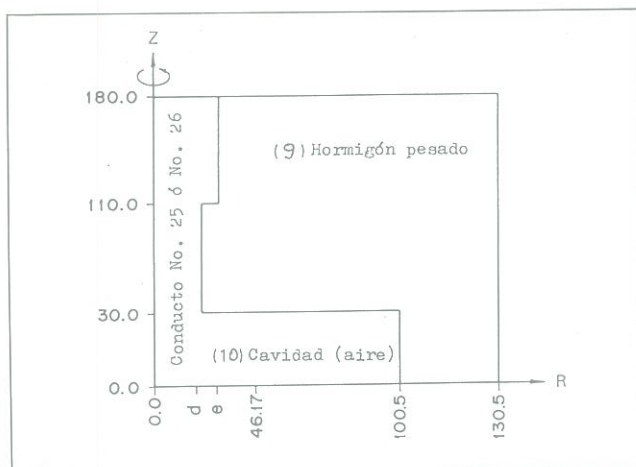
En reactores rápidos con grandes piscinas de sodio, los principales problemas están asociados al diseño de blindajes internos, de modo que las penetraciones de gas son de menor importancia. Sin embargo, el sodio es un atenuador tan pobre que él mismo proporciona caminos para la canalización en blindajes heterogéneos, de un modo similar al modo de penetración en el blindaje inferior axial del reactor rápido. Es de interés hacer notar que en el reactor rápido Phenix se insertó un colindro especial de acero en el boquete anular existente entre los conductos de entrada y de salida del sodio refrigerante secundario, con el fin de restringir la canalización de la radiación a través del blindaje biológico superior.

REACTORES DE FUSION

Sobre los diseños conceptuales de los reactores de fusión, ya se han llevado a cabo estudios extensibles de los problemas de blindaje frente al daño por calentamiento y por radiación que este tipo de reactores llevarán asociados. Estos cálculos están íntimamente ligados a la reproducción y a la obtención de energía útil, dado que tanto lo uno como lo otro tiene lugar en las regiones internas del blindaje. La mayor parte de los estudios se han efectuado con los modelos «piel de cebolla», en los que se desarrollan cálculos unidimensionales.



F III Geometría del cálculo bidimensional (dimensiones en cm.). Los números entre paréntesis son números de identificación de las regiones de la tabla 5 III. La región a es aire en la cavidad térmica y blanket en la rápida, b es 7.77 cm. y c varía para distintos tapones.



F IV Geometría del último paso del cálculo bidimensional (dimensiones en cm.). Las dimensiones d y e son 5.0 y 10.0 para el conducto número 25 y 17.0 y 26.0 cm. para el conducto número 26.

Ahora, sin embargo, se está dirigiendo la atención hacia las muchas penetraciones que se requieren en el blindaje y en el reproductor para crear líneas de vacío, inyecciones de neutros, diagnósticos, y extracción del refrigerante. Una vez más, las canalizaciones van a ser el mayor problema de blindaje. Las restricciones para los inyectores de neutros son particularmente severas, dado que los caminos deben ser necesariamente directos y no atenuantes del flujo de átomos, con lo que ninguna de las soluciones adoptadas para los reactores convencionales, como doblar los conductos, colocar tapones, etc., sirve ahora. El diseñador debe aceptar desde el comienzo que deberá proporcionar un blindaje externo adicional sobre estos caminos como protección de los mismos, y para reducir la activación del acceso de mantenimiento.

ELEMENTOS USADOS EN EL METODO DE CALCULO

Se recogen aquí las características básicas de las herramientas usadas en la resolución del transporte de partículas, aplicando la sistemática del «bootstrapping» para un reactor rápido experimental. No quiere ser este punto una descripción detallada de los modelos, sino una enumeración breve de aspectos significativos, que permiten evaluar su papel en la concreción de las técnicas remitiendo al lector a la bibliografía más específica para la ampliación de detalles.

Tres son los elementos básicos en el cálculo:

- Librería básica de datos nucleares; habiéndose elegido la librería EURLIB (1, 4).
- Sistema de colapsamiento de constantes, concretados en el programa ANISN (1, 5, 6), auxiliado por la rutina TAPEMAKER (1), para el eficaz manejo de los datos básicos.
- Resolución final del problema a nivel bidimensional, usando el código DOT 3.5 (1, 7, 8) y donde se hace efectiva la técnica de «bootstrapping».

La conexión entre estos tres elementos puede verse en la figura 1, donde quedan reflejadas las características básicas de las magnitudes de entrada y salida en cada uno de los módulos. El nivel unidimensional viene protagonizado por el programa ANISN, mientras que el bidimensional corresponde al DOT 3.5, del que se extraen los resultados finales deseados en forma de flujos de partículas o dosis existentes en los puntos de interés.

APLICACION DE LAS TECNICAS DE «BOOTSTRAPPING» AL REACTOR RAPIDO EXPERIMENTAL YAYOI

Este apartado presenta la aplicación de la técnica de «bootstrapping» al caso particular del reactor rápido experimental japonés YAYOI, usando el modelo descrito en el punto 3.

Elegir este caso no ha sido arbitrario, sino aleatorio, dado que YAYOI se configura como un sistema específicamente diseñado, entre otras potencialidades, para la medida y estudio de flujos de fugas a través de canalizaciones, sirviendo, mediante una sencilla operación, tanto para espectros rápidos como térmicos. La existencia de resultados teóricos y medidas experimentales de forma profusa en la bibliografía permite, por otra parte, efectuar una oportuna y debida comprobación de la metodología empleada.

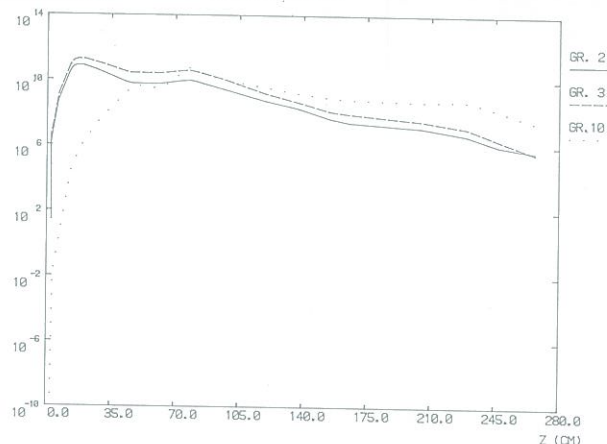
CONFIGURACION EXPERIMENTAL EN YAYOI

La fig.2 muestra la configuración real sobre la que se realizaron las medidas experimentales. El conjunto núcleo-blanket está rodeado por unos reflectores de plomo cuyos espesores oscilan entre 310 y 420 mm. Las dos cavidades cúbicas del YAYOI están situadas simétricamente a cada lado del plano medio del núcleo. La situada a la izquierda según se observa el alzado del sistema, es la cavidad rápida, y la situada a la derecha es la cavidad térmica. En el lado de la

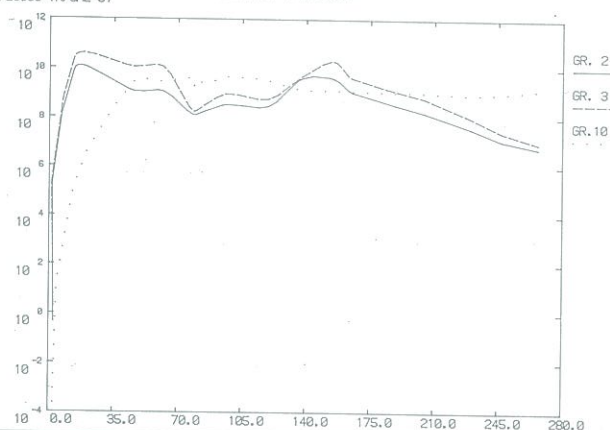
cavidad rápida, los neutrones y rayos gamma emitidos por el núcleo del reactor, penetran en la cavidad provenientes de la superficie del blanket tras viajar a través del conducto que en este caso atraviesan parte del blanket, pero sin llegar al núcleo. El espesor mínimo del blanket es de 10 mm. El diámetro del conducto que atraviesa al reflector es de 10 cm. en la zona del reflector de plomo y de 20 cm. fuera de éste. Para llegar a la cavidad debe atravesar aún una losa de hormigón pesado de blindaje de 36 cm. de espesor. Dicha losa constituye una de las caras internas de la cavidad; la otra cara es de hormigón pesado, y está recubierta por una losa de acero de 5 mm. de espesor. Ambas cavidades tienen las mismas dimensiones de 1,5 m. de ancho x 1,5 m. de alto x 1,63 m. de largo.

Diversos conductos experimentales de varios tamaños acceden a estas dos cavidades. Se realizaron medidas de canalización de neutrones -y de gammas- en los siguientes conductos: en los conductos Nos. 23, 25 y 27 (conductos de doble paso de 10 cm. de diámetro x 80 cm. de largo, y de 20 cm. de diámetro x 70 cm. de largo) en el lado de la cavidad rápida. Todos estos conductos están situados en los lugares donde no es posible la observación directa del núcleo. Por ello, los neutrones y rayos gamma dispersados en las paredes de la cavidad son considerados como las fuentes de estudio de la canalización en los diversos conductos. Para el caso en el que no se coloca un tapón en el conducto que atraviesa al reflector, el haz incidente contendrá muchos neutrones rápidos, y por ello a la cavidad dónde incide dicho flujo, se le denomina cavidad rápida. Para estudiar el problema con un espectro incidente más moderado, también se obtuvieron medidas para la inserción de un tapón de aluminio de 32 cm. de espesor y 20 cm. de diámetro, y para el caso de un tapón laminado de 12 cm. de espesor de plomo, 15 cm. de espesor de grafito, y 9 cm. de espesor de parafina. Estos tapones se insertaron en el conducto que atraviesa la losa de hormigón pesado de blindaje, y por ello a la cavi-

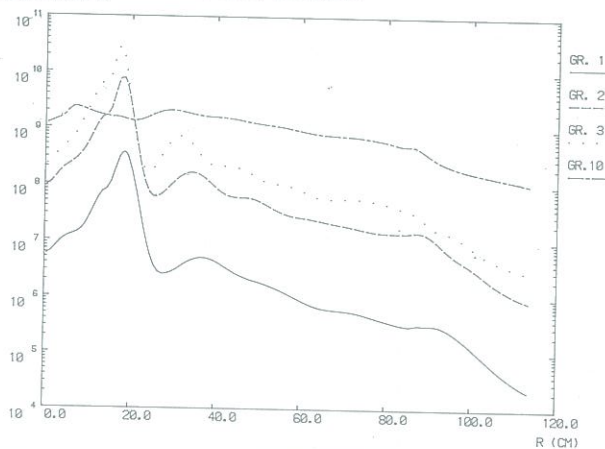
F V

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS PARA R=4.5 CM.

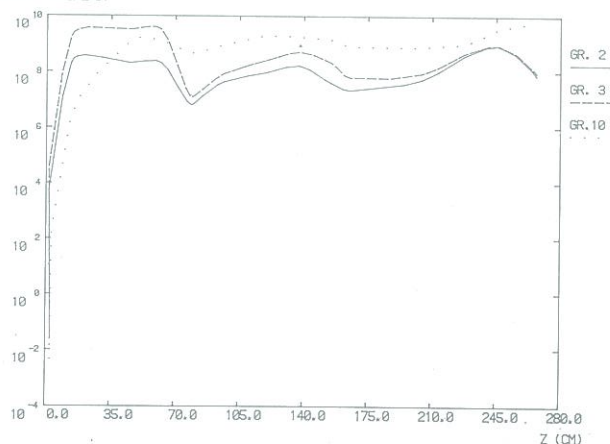
F VI

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS PARA R=19.5 CM.

F VII

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS PARA Z=138.2 CM.

F VIII

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS PARA R=34.5 CM.

dad correspondiente se le denomina cavidad térmica.

En resumen, los datos experimentales mencionados se obtuvieron para los siguientes casos:

- Sin tapón en el conducto que atraviesa al reflector.
- Con un tapón de aluminio.
- Con un tapón de plomo, grafito y parafina.

ESQUEMA EQUIVALENTE DE CALCULO

En la fig. 3 se puede ver la descripción bidimensional, geometría R-Z del reactor que se ha usado para efectuar los cálculos de transporte, así como en Fig. 4 se observa la representación final de uno de los conductores (n.º 25 para la cavidad térmica, o n.º 26 para la cavidad rápida), elegido en el cálculo para servir de comprobación teoría-experimento.

Lamalla que es necesario establecer para la correcta representación del sistema en el método de resolución, es tal que un punto de la malla se eligió para cada intervalo de 1 cm. del mismo, tanto para el eje Z como radialmente, habida cuenta de la magnitud media de los recorridos libres medios de las partículas en el medio. La única excepción en este sentido fue el aire, donde al ser mucho mayor el recorrido libre medio de los neutrones, se puede elegir un espaciado mucho más grueso.

Como consecuencia de este detalle de representación nos encontramos con parámetros limitativos, función de las características de memoria del ordenador usado (UNIVAC-1180 ÷ 256 K), definidos por el número de intervalos en dirección radial (114) y axial (20).

La magnitud del problema rebasa estos valores indicados y, en consecuencia, es usada la técnica de «bootstrapping».

La Tabla 1 es la representación más adecuada para informarnos de la aplicación concreta de la técnica de «bootstrapping», ofreciéndonos las fronteras de enlace entre los distintos pasos dados para la completa representación del reactor, sus cavidades y conductos.

Obsérvese cómo los diversos pasos de cálculo van encadenados entre sí por zonas comunes en las que aparece una superficie de conexión que va siendo la frontera geométrica interior o fuente del siguiente paso, y de la que se tienen determinados los flujos angulares incluidos como condición de contorno.

¿Cómo elegir dicha superficie de enlace? Para que la línea de «bootstrapping» no conduzca a errores considerables, la frontera en la que se obtienen los flujos angulares, que sirven de fuente al siguiente paso, debe estar situada a una distancia de, al menos, tres veces el recorrido libre medio de dispersión de las partículas, en el medio en que se encuentre dicha frontera, siendo aconsejable que dicha distancia sea de unas cinco veces. La explicación física de esta condición da cuenta del efecto de las partículas retrodispersadas en el cálculo.

Interesa elegir una superficie frontera avanzada del sistema pero tal que, en el cálculo del paso previo los flujos angulares den cuenta de forma real de los efectos físicos (absorción, dispersión, etcétera) enánmetros limitativos, fucos (absorción, dispersión, etc.) en torno a ella. Desde este punto de vista, una mayor distancia desde la frontera exterior del paso previo para elegir la frontera de enlace conduciría a resultados más correctos, pero un compromiso ha de existir si lo que deseamos es progresar de la manera más rápida posible en el cálculo. Aquí, ese compromiso de llama 5.

Los cálculos finales de transporte bidimensionales se hicieron con el ya citado DOT 3.5 (1, 7, 8), viniendo dadas las secciones eficaces en una estructura energética de 10 grupos y con una expansión angular P_5 . El cálculo de ordenadas discretas se efectuó con una aproximación S_{12} , viniendo determinadas las constantes de cuadratura a través del código DOQ (Discrete Ordinate Quadrature).

Hay un problema previo que consiste en el colapsamiento energético de las secciones eficaces contenidas en la librería EURLIB, que se pasa a describir a continuación.

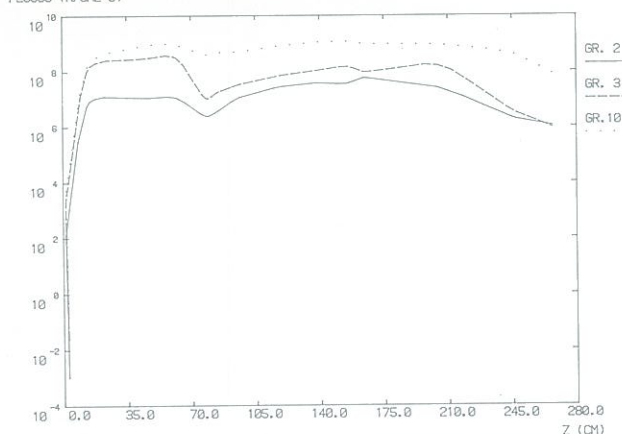
COLAPSAMIENTO DE SECCIONES EFICACES

La librería EURLIB (1,4) que ha servido de base para el cálculo dispone de datos de secciones eficaces macroscópicas para distintos materiales en una estructura de 100 grupos de energía para neutrones y 20 para gammas. Los datos de expansión de la variable angular llegan hasta la aproximación P_5 . La versión que ha sido utilizada toma sus datos de fuente de la ENDF/B-IV, procesada por el sistema AMPX.

El cálculo de colapsamiento se ha efectuado con el programa unidimensional de resolución de la ecuación de transporte por ordenadas discretas ANISN. La magnitud del conjunto de datos de entrada, considerando que se han tenido en cuenta 14 materiales, en 100 grupos de energía y P_5 , es lo suficientemente grande como para impedir al trabajo usando la memoria central del ordenador. Se hizo uso de la rutina TAPEMAKER (1) que ordena la información para todos los materiales de grupo en grupo, permitiendo así en el cálculo de ANISN la resolución grupo a grupo mediante la carga exclusiva de los datos del grupo estudiado en memoria central, permaneciendo el resto de los datos en un elemento periférico.

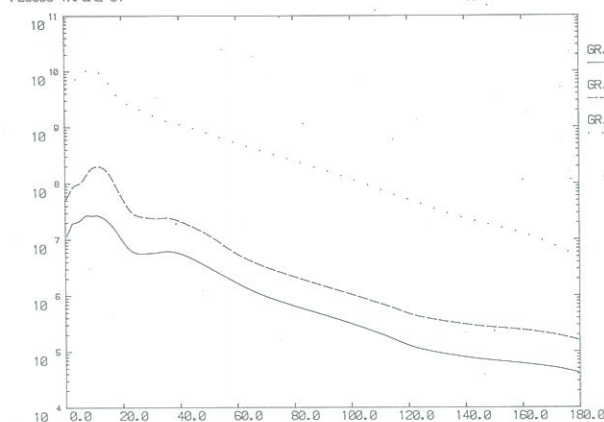
La representación unidimensional del sistema resulta de la cilindrualización del mismo, ver Fig. 3,4 dónde las regiones materiales y los radios equivalentes vienen dados en la Tabla 2. Un total de 60 mezclas resultan de la estructura adoptada correspondientes a considerar los seis componentes de anisotropía ($P_0, \dots, P_5$) para cada zona. El esquema de colapsamiento energético se da en la Tabla 3, y recoge tanto la descripción

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS PARA R = 53.5 CM.



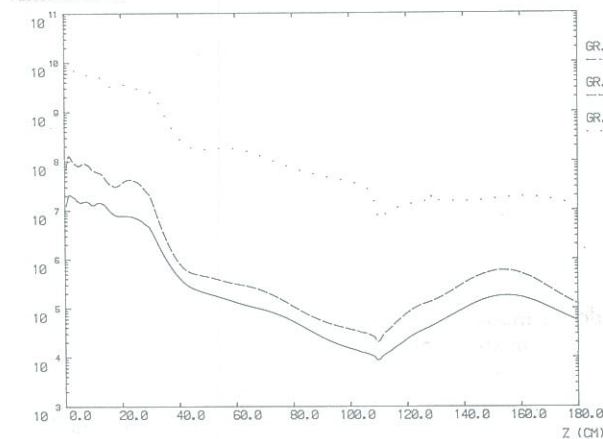
F IX

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS EN CONDUCTO 25 PARA R = 4.25



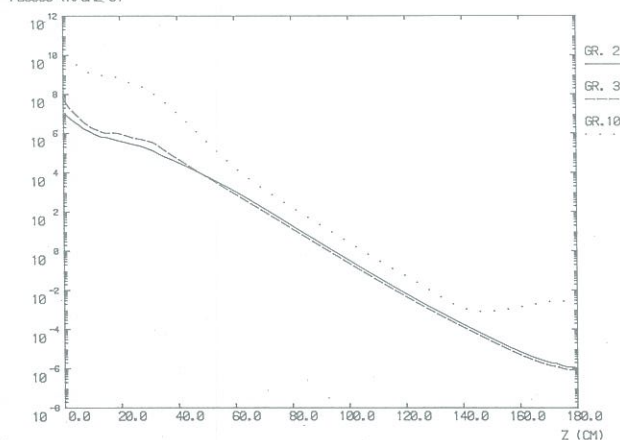
F X

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS EN CONDUCTO 25 PARA R = 23.75



F XI

FLUJOS (N/CM² S) FLUJOS EN CONDUCTO 26 PARA R = 115.5



F XII

detallada del rango de elevadas energías (3 grupos), la descripción mediante dos grupos de la zona térmica y la definición, a través del resto de grupos, de la zona resonante del U-238 cuya incidencia se presume elevada dada la composición material del sistema (Tabla 4).

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

El primer resultado de importancia se obtuvo al correr el código DOT para el primer paso (conteniendo al núcleo y al blanket). Del mencionado cálculo se obtuvo un valor para la K_{ef} de 0.989749, valor muy próximo a la unidad que sitúa al reactor en un estado prácticamente crítico para el que fue diseñado.

GRUPOS DE ENERGÍA QUE SE REPRESENTAN

Se han seleccionado los grupos 2 (de 7.047 a 2.466 MeV), 3 (de 2.466 MeV a 907.2 KeV) y 10 (de 4.14 a 1.10^{-3} eV) con el fin de detallar las distribuciones de los flujos de neutrones netamente rápidos y térmicos, que serán los tipos de flujos de interés básico para los experimentales.

Por el mismo motivo se ha omitido la representación tanto del grupo superrápido (de 14.92 a 7.047 MeV) como de los grupos intermedios, pues la mayor parte de la experimentación que se lleva a cabo con este tipo de reactores se efectúa sobre neutrones de fisión (rápidos) y neutrones térmicos.

ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

Se procede a analizar en detalle cada una de las gráficas que se ofrecen y justificar físicamente los resultados que en ellas se expresan.

En la gráfica de la fig. 5 se puede apreciar cómo partiendo de unos valores de flujos aproximados de 4.3×10^{10} y 9.6×10^{10} n/cm² seg. para los grupos 2 y 3 respectivamente a la salida del blanket, el flujo decrece de un modo casi exponencial a medida que avanza hacia la cavidad. El decrecimiento es debido básicamente al factor de atenuación geométrica más que a la componente de dispersión, pues el recorrido libre medio de dispersión de un neutrón en el aire es alto en comparación con el del resto de los materiales presentes en el sistema, y se observa cómo la pendiente con la que decae el flujo es mayor en la zona final, en donde tienen importancia las dispersiones y absorciones en el hormigón.

Por su parte el flujo térmico aumenta a medida que avanzamos en el sistema hasta alcanzar un máximo en el interior de la cavidad, debido a los neutrones de mayores niveles energéticos que son dispersados en las paredes de la misma. El nivel de flujo térmico decrece en la zona de hormigón menos bruscamente de lo que lo hacen los flujos rápidos, pues si bien las absorciones permanecen, las dispersiones de neutrones de más alta energía pueden situar a éstos en el nivel térmico.

En la fig. 6 el decrecimiento de los flujos rápidos es menos evidente, e incluso se nota un ligero aumento en el centro de la cavidad. Ante la inexistencia de una aplicación física de tal hecho, se representó para el punto medio axial de la cavidad ($Z = 138.2$ cm) la evolución del flujo escalar para los tres grupos en estudio en función de cada intervalo de malla radial, dando origen a la fig. 7, por si fuera debido a la influencia del grupo super-rápido. De la observación de esta figura se concluye que el problema es debido al modelo de cálculo, y la anomalía que se presenta se conoce como «efecto rayo».

La fig. 8 muestra la tendencia anteriormente reflejada, con los flujos térmicos aumentando progresivamente a lo largo del intervalo. Los flujos rápidos presentan una ligera subida en la parte final de la cavidad y en la zona de hormigón pesado. Esta es debida de nuevo al «efecto rayo» que para un $z = 233.3$ cm. presenta un máximo en $R = 29.0$ y para $z = 261.2$ cm. en $R = 32$ cm.

En la fig. 9 se retorna a la tendencia primitiva ya que el «efecto rayo» no se muestra en esa zona ($R = 53.5$ cm.), y los niveles de flujos térmicos disminuyen de manera progresiva de 1.7×10^{10} en la figura 8, a 2.4×10^{10} en la fig. 9 para la zona de hormigón pesado al otro lado de la cavidad.

Las figs. 10 y 11 representan para el conducto No. 25 —correspondiente a la cavidad térmica—, la evolución del flujo escalar para cada intervalo axial para un $R = 4.5$ cm. y 23.75 cm., es decir, en pleno conducto y en la zona de hormigón próxima a éste. En la fig. 10 se aprecia un aumento de los flujos en la primera zona de la cavidad hasta llegar a la desembocadura del conducto, en donde la obligada colimación de éstos lleva al decrecimiento exponencial que se aprecia. Para la fig. 11, el efecto es similar, con las anomalías iniciales debidas al efecto rayo, y el punto anguloso con la correspondiente subida para $z = 110$ cm. por el aumento del diámetro del conducto.

Por último, en la fig. 12 se han representado por un $R = 115.5$ cm. los flujos escalares por intervalo axial para el conducto No. 26, para mostrar la eficiencia del blindaje de hormigón, «bulk shielding», obteniéndose en el exterior del sistema valores de flujos extremadamente pequeños. Se aprecia también cómo el decaimiento de los flujos rápidos es prácticamente exponencial desde el comienzo de la cavidad ($z = 30.0$ cm) hasta el exterior del blindaje ($z = 180.0$ cm).

CONCLUSIONES

● Aunque la aparición del «efecto rayo» enmascara parte de los resultados, se ofrecen al experimental los valores de los flujos rápidos que pueden encontrar en distintos puntos en la cavidad. Los flujos rápidos máximos se dan en el centro de la cavidad, para un $z = 138.2$ cm., y en la zona desde donde es posible la observación directa del núcleo ($R = 1.0 \div 6.0$ cm), en donde se tienen unos valores de 1×10^8 y 2.3×10^8 n/cm² seg. para los grupos 2 y 3 respectivamente.

● También se ofrecen al experimental los valores de flujos térmicos máximos, si bien éstos presentan una distribución prácticamente plana en toda la cavidad excepto un ligero decrecimiento en las paredes. Estos valores de flujos están comprendidos entre 3×10^8 y 2×10^9 n/cm² seg. prácticamente.

● Queda probada la fundamental importancia de considerar el «streaming» en los reactores nucleares, pues para un reactor meramente experimental de tan sólo 2 Kw de potencia se obtienen unos valores de flujos considerados. En concreto, los valores del flujo rápido (grupo 2) integrado son de 1.42×10^5 n/cm² seg. para un conducto como el No. 25 (de 20 cm. de diámetro en la desembocadura). Por ello se ha de tener siempre presente, y realizar los cálculos oportunos, la peligrosidad en zonas colindantes a canalizaciones.

● Se muestra también el efecto del blindaje de hormigón pesado, «bulk shielding», que reduce los valores de los flujos en el exterior del reactor a unos valores muy bajos, que harán que la tasa de dosis recibida por las personas u operarios situados en las proximidades del reactor estén muy por debajo de los valores máximos admisibles.

● En una comparación cualitativa entre el bloque de gráficas que se presenta y las suministradas por la experimentación, se deduce que los perfiles, tanto en un caso como en otro, son semejantes, por lo que se concluye que la técnica de «bootstrapping» se puede aplicar con fiabilidad al cálculo de grandes configuraciones materiales.

REFERENCIAS

Gago, J. A.; Análisis de las disponibilidades de flujos neutrónicos en un reactor rápido experimental. Cálculo en canalizaciones mediante «Bootstrapping». Proyecto fin de carrera, E.T.S. Ingenieros Industriales. Madrid (1982)

Tokyo University Fast neutron source reactor YAYOI program. Nuclear Engineering Research Laboratory Faculty of Engineering. University of TOKYO (1980)

OKA, Yoshiaki et al., Neutron and gamma-ray penetrations in thick iron. BNuclear Science and Engineering, Vol. 73, 259-273 (1980)

Peña, J., EURUB, Una librería acoplada de secciones eficaces para neutrones y gammas específicas para cálculos de blindaje. JEN, informe interno. Enero 1981.

INGLE, W. Jr., A User's manual for ANISN. A one dimensional discrete ordinates transport code with anisotropic scattering. K-1693 (1969)

Peña, J., ANISN. Manual para el usuario de la nueva versión del programa NISN Informe interno JEN. Marzo, 1981.

MYNATT, F. R.; ENGLE, W. W. Jr., DOT III A two dimensional discrete ordinates transport code. W-7405 (1973)

Peña, J., DOT 3.5 E-TEN. Código bidimensional de transporte por el método de ordenadas discretas. Manual de usuario de datos de entrada. Informe interno JEN/TCR/A 02-83 Enero 1983.