

Análisis de efectos de subcanales aplicado al núcleo de C. N. Ascó I

José M^a Aragonés, Diana Cuervo y Amalio Saiz de Bustamante

Hasta ahora el desarrollo de los códigos termohidráulicos para el análisis de un reactor nuclear se ha basado en el uso del *canal medio*, concepto que define un canal de cálculo como suma de un número variable, y normalmente alto, de subcanales de refrigeración reales. En este artículo se presenta un resumen del análisis que se ha llevado a cabo mediante el sistema SEANAP para estudiar el efecto que un detallado análisis de subcanales puede tener en los resultados neutrónico-termohidráulicos obtenidos para el núcleo, aplicándose este trabajo a las especificaciones de la C.N. Ascó I.

So far, the development of thermal-hydraulic codes for nuclear reactor analysis has been based in the use of the *average channel*, concept than defines a computation channel as the addition of a variable number, and usually high, of real cooling subchannels. In this article, a summary of the analysis that has been performed using SEANAP system will be presented. The purposed is to study the effect that a detailed subchannel analysis may have in the neutronic-thermalhydraulic results obtained for the core, applying this work to the N.P.P. Ascó I specifications.

ESTADO ACTUAL DEL ANÁLISIS DE NÚCLEO

El desarrollo de la simulación aplicada a la Ingeniería Nuclear se ha llevado a cabo mediante pasos que llevan de un modelo más homogéneo del problema, a uno nuevo en el que se tienen en cuenta factores que introducen heterogeneidades; pasos que suponen un aumento de complejidad del problema y de las ecuaciones a resolver, pero que permiten tener en cuenta detalles que se han despreciado o aproximado hasta ese momento.

Los procesos físicos que se producen en un reactor nuclear son muy variados y abarcan muchas áreas de la Ciencia y la Ingeniería. Entre estas áreas se encuentran la neutrónica, la dinámica de fluidos monofásica y bifásica, la transmisión de calor, el comportamiento mecánico de las estructuras, etc. Sin embargo, debido a las consecuencias que un mal funcionamiento puede tener, el conocimiento de la forma más precisa posible de estos fenómenos es crucial.

Desde el inicio del desarrollo nuclear para la producción de energía se ha trabajado para alcanzar un mejor conocimiento de estos fenómenos. Pero una de las mayores dificultades está en la relación que existe entre ellos. Por tanto, el análisis de los procesos físicos que se producen en un reactor nuclear no se puede llevar a cabo de forma aislada con la precisión suficiente.

Para poder conocer el estado y la evolución de las variables de interés en un reactor nuclear, se han desarrollado a lo largo de la historia de esta tecnología

programas o códigos de ordenador que resuelven las ecuaciones de conservación en el reactor. Pero estas ecuaciones son complejas y dependen de muchas variables por lo que para su resolución ha sido necesario llevar a cabo simplificaciones.

Existen dos grandes áreas de aplicación de los códigos de simulación en un reactor nuclear: el diseño del núcleo del reactor y la gestión del combustible, cuyo estudio se basa en la física del reactor o neutrónica; y el análisis de seguridad de la planta, basada en la termohidráulica o mecánica de los fluidos calientes. Ambas actividades están interrelacionadas a través de la generación y transmisión de energía en el combustible y su disipación por el refrigerante.

Los códigos de simulación han ido evolucionando para incluir los efectos de realimentación que inicialmente sólo se consideraban de forma muy simplificada.

Existe otro aspecto importante a la hora de abordar la resolución numérica de las ecuaciones tridimensionales tanto en el campo neutrónico como en el termohidráulico. Si se discretiza directamente el dominio espacial del núcleo, el número de nodos necesario es tan grande que los tiempos de simulación siguen siendo prohibitivos incluso en los ordenadores más modernos, hecho que supone una grave restricción al número de casos a considerar.

El tiempo de cálculo requerido para la resolución de las ecuaciones termohidráulicas en el núcleo con representación detallada del interior de los elementos combustibles dependerá en primer lugar de la complejidad de las ecuaciones planteadas. Los códigos termohidráulicos

de núcleo pueden clasificarse según la representación física del fluido en dos grandes grupos. El primero, por orden cronológico en su desarrollo y utilización, es el de los códigos de mezcla en el que se supone un fluido con unas propiedades intermedias entre las dos fases del mismo, líquido y vapor. El segundo es el de los códigos de dos fluidos, donde la representación se basa en la separación de las ecuaciones de las dos fases. Hasta hace poco tiempo cualquiera de las dos representaciones implicaba tiempos de cálculo inviables, situación que ha cambiado en el caso de los códigos de mezcla, que ya han sido utilizados para la simulación termohidráulica de un núcleo completo, como por ejemplo en el trabajo de Burtak et al. (2006).

La aplicación de los códigos de dos fluidos para este tipo de simulación requiere la actualización y mejora de los algoritmos de resolución de las ecuaciones de la dinámica de fluidos, ecuaciones que debido a su gran complejidad implican en cualquier caso tiempos de cálculo muy elevados respecto al resto de códigos utilizados. Un esquema de resolución del problema planteado que implique una descomposición en dominios más pequeños parece la opción más viable.

Actualmente, es de uso general para el análisis del núcleo de reactores de agua ligera (LWR) el acoplamiento de códigos neutrónicos nodales y de códigos termohidráulicos de planta en los que se utiliza un canal de análisis por elemento combustible, canal medio, dividiéndose éste en nodos axiales para el cálculo neutrónico. Los detalles internos del ele-

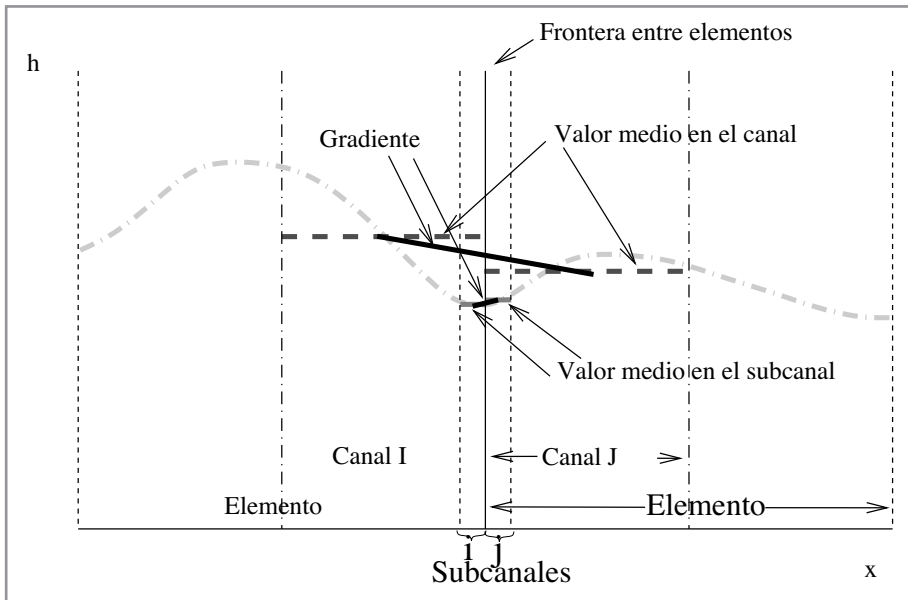


Figura 1. Canal medio y efectos de subcanales.

mento combustible son tratados de forma distinta en los dos aspectos del problema. Un enfoque más detallado del problema consiste en la utilización de códigos termohidráulicos de núcleo con una nodalización de 1/4 de elemento combustible, pero considera de la misma manera un canal medio para los análisis.

SISTEMA SEANAP

El Sistema Español de Análisis de Núcleos de Agua a Presión (SEANAP) [Ahnert and Aragonés (1985), Ahnert et al. (1987), Ahnert et al. (1988)] está integrado por una serie de códigos correspondientes a las distintas etapas de cálculo en el análisis de núcleos PWR. Una de sus últimas etapas se lleva a cabo mediante el modelo dinámico tridimensional de núcleo SIMTRAN.

SIMTRAN es el resultado del acoplamiento del código neutrónico-cinético SIMULA, código de difusión nodal, y del código termohidráulico de mezcla COBRA IIIC/MIT2.

SIMTRAN puede realizar los mismos análisis estáticos que un simulador y que se corresponden aproximadamente con los cálculos del informe de diseño de cada ciclo de operación. Pero además, al estar acoplado con COBRA permite un análisis termohidráulico del núcleo incluyendo el cálculo de la densidad y temperatura del refrigerante así como de la temperatura del combustible. El código SIMTRAN está instalado en línea en las CC.NN. Vandellos y Ascó desde hace tiempo para análisis de maniobras operacionales.

Para el análisis neutrónico se utilizan factores de discontinuidad que se han obtenido previamente mediante cálculos neutrónicos bidimensionales, que tienen en cuenta el detalle de las barras combustibles en el interior del elemento. SEANAP utiliza un esquema local-global

[Ahnert (1985)] para el cálculo detallado de núcleo completo y la obtención de estos factores consistente en la iteración entre un cálculo detallado de difusión en malla fina de los elementos combustibles o de los "color-sets" (conjunto de cuatro cuartos de elementos combustibles en contacto) de forma alternativa, y un cálculo nodal de núcleo completo. Este tipo de iteración genera unos resultados con la misma precisión que un cálculo bidimensional de núcleo completo en malla fina pero con un tiempo cálculo apreciablemente menor.

Si embargo estos cálculos tienen como deficiencia la utilización de parámetros termohidráulicos obtenidos mediante correlaciones que no representan de forma suficientemente precisa los fenómenos que se producen en el refrigerante. Además, el hecho de no ser tridimensionales implica el uso de unos valores termohidráulicos medios de toda la longitud axial lo que introduce nuevos errores en el cálculo.

CANAL MEDIO Y EFECTOS DE SUBCANALES

En el análisis termohidráulico tradicional no se tiene en cuenta la distribución de variables en el elemento combustible, utilizándose para los cálculos valores promedio en la sección del canal de refrigeración que no son corregidos mediante cálculos detallados. También en este caso las variables termohidráulicas se calculan mediante valores medios de la potencia producida en las barras combustibles, que es la variable de realimentación neutrónica.

Pero este enfoque tiene una importante deficiencia; el uso de los valores medios de las variables conservadas como parámetros transportados por los flujos cruzados en cada nivel axial. Cuando se resuelven las ecuaciones de conser-

vación, los términos de transporte de la propiedad conservada debido a flujos cruzados son proporcionales al gradiente de esta propiedad en la interfase entre nodos. En la aproximación de subcanales este gradiente se supone proporcional a la diferencia de los valores obtenidos en cada uno de los canales en contacto y por tanto utilizan los valores medios en el canal.

Los flujos cruzados tienen corto alcance debido a su pequeña magnitud comparada con el flujo predominante en sentido axial. Esto es todavía más evidente en el transporte turbulento donde las corrientes son de pequeña longitud. Por tanto el uso de los valores obtenidos mediante el cálculo de canal medio está introduciendo error en los términos de transporte. Sería más exacto considerar que los valores que se transportan son aquellos cercanos a los puntos de frontera entre nodos y que en un cálculo detallado se corresponderían con los valores de las variables en los subcanales en contacto con las fronteras entre canales medios del cálculo de núcleo.

Las diferencias entre unos valores y otros se pueden apreciar en la figura 1. En ésta se ha representado una distribución típica de entalpía del refrigerante en dos canales medios contiguos (línea gris clara) y sus valores medios en los canales I y J (línea gris oscura) y en los subcanales i y j junto a la frontera (línea gris media). Las curvas corresponden a un corte en la distribución bidimensional de los valores de la entalpía en una posición axial determinada. En esta figura se puede apreciar cómo, debido a la continuidad existente en las distribuciones de las propiedades del fluido a lo largo de la sección, la diferencia entre los valores de la propiedad en los subcanales i y j es, en general, menor que la que existe entre los valores medios de los canales I y J.

Es evidente que el uso de valores medios como parámetros intercambiados por los flujos cruzados está introduciendo errores en los cálculos que deberían ser tenidos en cuenta. En general las diferencias entre las propiedades en uno y otro canal medio están sobreestimando el gradiente de estas propiedades en la frontera, lo que tiene efectos sobre los resultados obtenidos mediante el cálculo de canal medio.

Se puede definir el concepto de *efectos de subcanales* como los cambios en las distribuciones de las variables en el cálculo de canal medio debido al hecho de tener en cuenta la diferencia entre los valores reales de las magnitudes en los subcanales en contacto con las fronteras entre elementos y los valores medios en cada canal para la nodalización utilizada. Pero tener en cuenta estos efectos es imposible si no se realizan previamente cálculos detallados que nos permitan analizar estas diferencias.

En el análisis neutrónico estos efectos se tienen en cuenta mediante los factores de discontinuidad del flujo neutrónico. Estos factores se obtienen mediante cálculos previos de difusión en malla fina pero realizando un cálculo bidimensional. Esta simplificación permite realizar los cálculos en un tiempo razonable y con suficiente exactitud.

En el caso termohidráulico la corrección de estos efectos se hace introduciendo unos coeficientes de corrección llamados coeficientes de transporte en los términos correspondientes que transforman el gradiente en los canales medios en un gradiente en los subcanales de la interfase [Moreno and Leira (1981)]. Pero la forma de calcular estos coeficientes difiere de la del cálculo neutrónico debido a que es imposible la simplificación de realizar un cálculo bidimensional ya que la dimensión axial es la más importante en la evolución de los fenómenos físicos termohidráulicos [Chiu (1981), Cuervo et al. (2003); Cuervo et al. (2004); Cuervo et al. (2005)].

Como resultado del nivel de desarrollo en los códigos de simulación y en la tecnología disponible, es posible plantear el acoplamiento entre la neutrónica y la termohidráulica en un nivel más profundo y tener en cuenta las heterogeneidades en el elemento combustible tanto radial como axialmente. Efectivamente, existen grupos y proyectos de investigación que están orientados a la creación o desarrollo de acoplamientos neutrónicos/termohidráulico con el nivel de detalle citado.

METODOLOGÍA Y ANÁLISIS DE RESULTADOS

Para hacer un análisis detallado de los efectos de subcanales y de la relaciones entre variables medias y locales en el elemento combustible que han sido estudiados en las secciones precedentes se han llevado a cabo una serie de cálculos termohidráulicos del núcleo de la C.N. Ascó I cuyas características se presentan en la tabla 1 y el mapa de recarga en la figura 2.

Estos cálculos son siempre en situación estacionaria, pero en distintos momentos del ciclo y a distintos niveles de las variables de referencia; potencia, caudal de refrigerante en el núcleo y presión en el pleno superior. Estos análisis se han hecho variando únicamente una de las variables de referencia y manteniendo a nivel nominal las otras dos con el fin de aislar los efectos que se derivan de cada una de ellas.

Los casos analizados son la combinación de las siguientes variables:

Tres niveles de quemado medio del núcleo correspondientes a principio (0.159 GWd/t), mitad (9.654 GWd/t) y final de ciclo (20.391 GWd/t)

Quince combinaciones en los niveles de las variables de referencia en los que dos de ellas están en situación nominal y

DATOS NÚCLEO		
Gasto másico a través del núcleo	13565.4	kg/s
Potencia total del núcleo	2900.0	MW
Presión nominal del núcleo	15.5	MPa
Entalpía de entrada	1276.6	kJ/kg
Potencia lineal media	18.63	kW/m
Masa de Uranio en el primer ciclo	72.5	t
Enriquecimientos en el primer ciclo	2.43	%
Enriquecimientos en el ciclo 15	3.25	%
Quemado medio de descarga	33000	MWd/t
DATOS GEOMÉTRICOS DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE		
Matriz del elemento combustible	17x17	
Numero de barras combustibles en el elemento	264	
Numero de tubos guía en el elemento	24	
Numero de tubos de instrumentación	1	
Numero total de elementos combustibles	157	
Longitud activa del combustible	3658	mm
Paso entre barras combustibles	12.6	mm
Sección del elemento combustible	214x214	
Diámetro exterior de la barra combustible	9.5	mm
Espesor de la vaina	0.57	mm
Diámetro exterior de la pastilla	8.2	mm
Diámetro interior tubo guía (superior)	11.2	mm
Diámetro exterior tubo guía (superior) (Tipo 1 : IFM)	12.0	mm
Diámetro exterior tubo guía (superior) (Tipo 2 : JFM)	12.2	mm

Tabla 1. Especificaciones de la C.N. Ascó I.

la tercera se corresponde con los siguientes valores porcentaje del valor nominal:

- Potencia: 100%, 105%, 110%, 120%, 130% y 140%
- Caudal: 70%, 75%, 80%, 85%, 90% y 100%
- Presión: 80%, 85%, 90%, 95% y 100%

Por tanto un caso esta definido por un quemado medio correspondiente a una de las tres situaciones del ciclo, dos variables de referencia a nivel nominal y la tercera en un valor igual al nominal (caso particular) o, en general, distinto.

Para cada una de estas situaciones del núcleo o casos se han realizado dos tipos de cálculo (fig.3). El primero es un cálculo de núcleo completo con el código SIMTRAN. Para ello se ha usado una nodalización tanto neutrónica como termohidráulica de un canal por cuarto de elemento combustible y 34 nodos axiales por canal. Debido al tipo de nodalización utilizada este tipo de cálculo se puede llamar también cálculo de canal medio ya que los canales termohidráulicos ocupan varios (64) subcanales termohidráulicos reales.

El segundo tipo de cálculo ha sido un cálculo detallado de cuarto de elemento combustible o también llamado cálculo de subcanales en el

que el cuarto de elemento se simula en detalle usando una malla embebida que permite imponer unas condiciones de contorno adecuadas obtenidas del cálculo de núcleo, y utilizando la versión del código COBRA IIIC-MIT2 modificada para el cálculo de DNB. Este cálculo se ha realizado sobre todos los cuartos de elemento de un octavo de núcleo. Por tanto para cada cálculo de núcleo se han llevado a cabo 68 cálculos de subcanales que permiten hacer la comparación entre ambos.

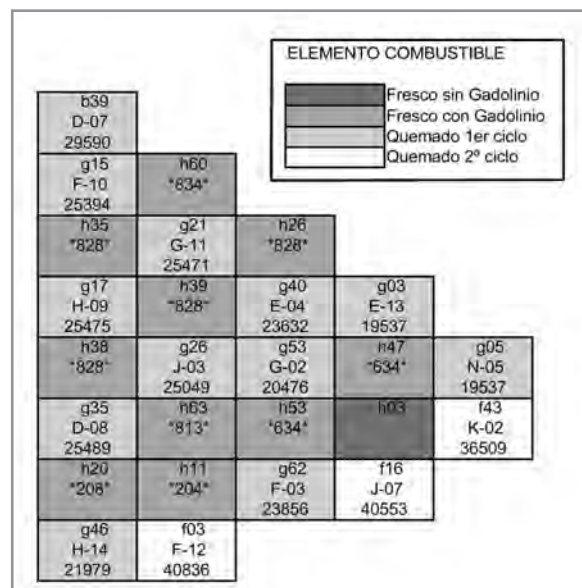


Figura 2. Mapa de recarga del ciclo 15 de la C.N. Ascó I.

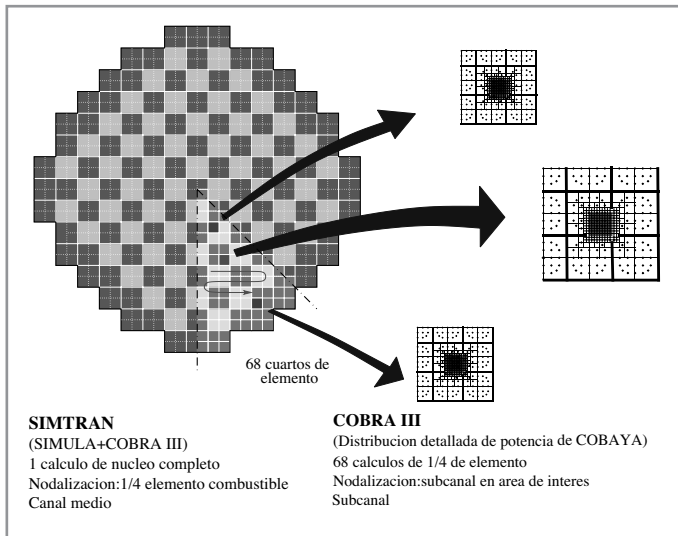


Figura 3. Tipos de cálculos realizados.

En total el número de casos analizados es el producto de tres situaciones de quemado y 15 situaciones de las variables de referencia lo que supone 45 casos, lo que multiplicado por el número de cálculos por caso da como resultado 3105 ejecuciones de los códigos.

DISTRIBUCIONES INTERNAS EN EL CANAL MEDIO

Para el análisis cualitativo de las distribuciones de variables dentro del elemento se ha desarrollado el programa de visualización VISUALSUB que permite la representación de un cuarto de elemento combustible con detalle de barras y subcanales de refrigeración. Con este programa se puede representar cualquier cuarto de elemento elegido. En este caso se ha seleccionado el canal caliente del núcleo estudiado para la situación de inicio de ciclo presentada en la sección anterior y a un nivel de potencia del 120%. Las figuras mostradas a continuación corresponden a una altura respecto al inicio de la longitud activa en las barras combustibles de 3.60 m.

CORRECCIÓN DE LOS TÉRMINOS DE TRANSPORTE

Para analizar el efecto de los términos de transporte en el cálculo de núcleo se han llevado a cabo los mismos análisis presentados en la sección anterior pero introduciendo unos valores en estos coeficientes que corrigiesen de forma global los términos de transporte turbulento de entalpía en todo el núcleo. Tras esto se ha analizado la producción de huecos en los distintos niveles de las variables de referencia antes y después de la corrección.

En la figura 5a se representa la fracción de huecos en función de la altura normalizada para el canal caliente en el cálculo sin corrección de términos de transporte.

Cada par de curvas de un determinado color representan los resultados obtenidos para una situación de las variables de referencia. La curva superior (continua), con mayor producción de vapor representa el cálculo detallado en el canal. La curva inferior (discontinua) es, por tanto, el resultado correspondiente al cálculo de canal medio.

Se observa cómo el inicio de la ebullición nucleada en el cálculo de canal medio se produce más tarde que en el cálculo de subcanales debido a la menor entalpía del refrigerante en el canal por el excesivo intercambio de entalpía con los canales adyacentes. Por esa misma razón la generación de vapor es menor en este cálculo que en el cálculo de subcanales que se toma como referencia. En la figura 5b donde se muestran los resultados tras la corrección del coeficiente de transporte se puede apreciar cómo las curvas correspondientes al cálculo de canal medio se aproximan a las del cálculo detallado de referencia para los distintos niveles presión, caudal y potencia. Además el inicio de ebullición se produce prácticamente en el mismo nivel axial.

La introducción de forma global de estos coeficientes en el cálculo de núcleo tanto radial como axialmente ha permitido corregir los resultados obtenidos en el cálculo de canal medio de manera que la diferencia en la fracción de huecos entre ambos cálculos se ha reducido en un 1% de media en los canales del núcleo y en un 4% en el canal caliente donde los efectos de esta sobreestimación tienen

mayor influencia. Debido a que el cálculo de canal medio sin corrección del coeficiente de transporte conduce a valores de la fracción de huecos inferiores a los obtenidos mediante el uso de coeficientes adecuados y mayores densidades de agua resulta un cálculo conservador. Se puede concluir que la corrección de los coeficientes de transporte turbulento de entalpía suponen una mejora de los resultados obtenidos mediante el cálculo de canal medio, es decir unos valores más realistas de fracción de huecos y de la densidad del agua para la realimentación termohidráulica del cálculo neutrónico.

ACOPLAMIENTO LOCAL-GLOBAL

El cálculo detallado de los elementos combustibles y color-sets mediante acoplamiento neutrónico-termohidráulico tiene como finalidad obtener los factores de discontinuidad neutrónicos y de transporte termohidráulicos que corrigen el cálculo de núcleo completo, cálculo también llamado de canal medio porque los canales que se utilizan están constituidos por un determinado número de subcanales y sus propiedades deben ser las propiedades medias entre todos los subcanales que componen cada canal. Ambos tipos de cálculo deben ser realizados de forma tridimensional de manera que se consideren los fenómenos termohidráulicos que se desarrollan a lo largo del canal de refrigeración.

En el Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid se está desarrollando un esquema de acoplamiento multiescala y multifísica en el que el análisis de núcleo completo se lleva a cabo mediante el uso de nodos/canales medios que generan las condiciones de contorno para el análisis detallado de subdominios correspondientes a elementos y "color sets", análisis que podrá ser paralelizado reduciendo de esta manera el tiempo de cálculo.

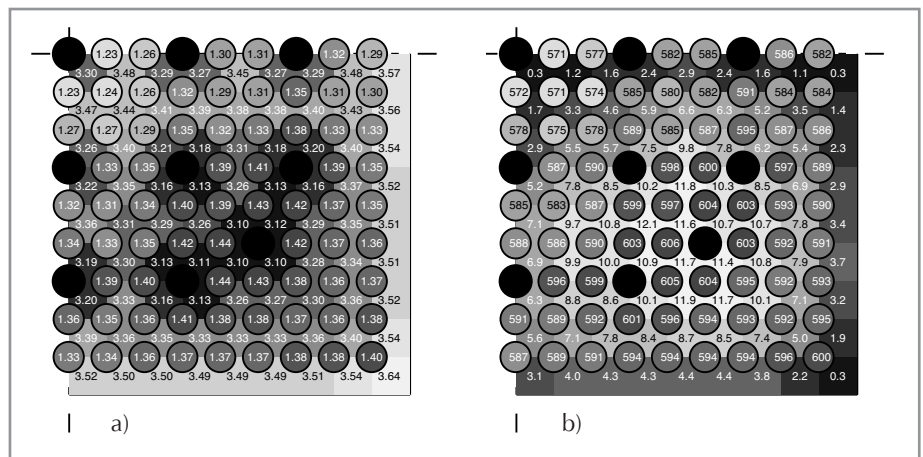


Figura 4. Distribuciones de variables en un cuarto de elemento combustible: a) flujo másico en refrigerante y $F\Delta H$ en combustible, b) fracción de huecos en refrigerante y temperatura Doppler en combustible

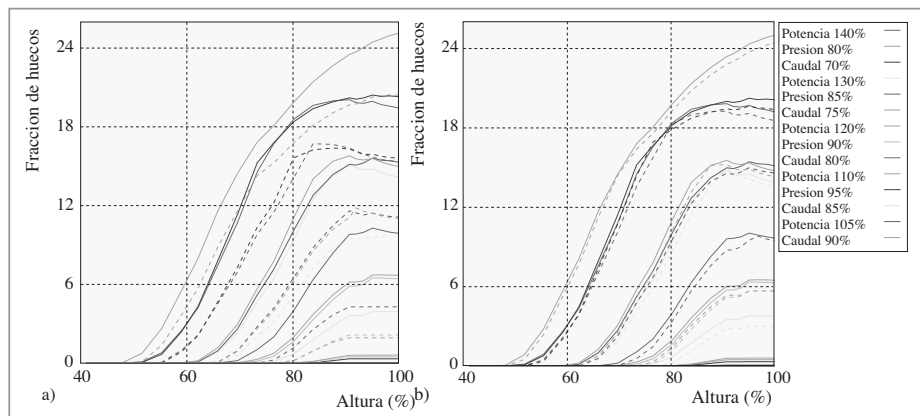


Figura 5. Distribuciones axiales de fracción de huecos en el canal caliente para los distintos niveles de las variables de referencia.

A su vez, estos cálculos convenientemente promediados corrigen los resultados obtenidos mediante el cálculo de núcleo completo. Este enfoque permitirá el análisis de los fenómenos neutrónico-termohidráulicos que se producen en el núcleo de un reactor con un alto nivel de precisión pero sin que ello conlleve tiempos de cálculo prohibitivos. La validación de este sistema se llevará a cabo tanto con ejercicios internacionales de comparación como con los datos obtenidos de las plantas, y formará parte del sistema SEANAP. El desarrollo de este trabajo forma parte del proyecto NURESIN perteneciente al 6o Programa Marco de la Unión Europea [Lozano et al. (2007); Herrero et al. (2007); Jiménez et al. (2007)].

REFERENCIAS

- Ahnert, C. (1985), 'Desarrollo y validación de Métodos de Cálculo de Núcleos Heterogéneos de Reactores de Agua Ligera', PhD thesis, Facultad de Ciencias Físicas de la Universidad Complutense de Madrid.
- Ahnert, C. & Aragonés, J. (1985), 'Fuel Management and Core Design Core Systems for PWR Neutronic Calculations', Nuclear Technology 69, 359.
- Ahnert, C.; Aragonés, J.; Crespo, A.; Labay, A. & León, J. (1988), 'Validation of the PWR Core Analysis System SEANAP with Measurements in Test and Operation', Nuclear Science and Engineering 100, 305.
- Burtak, F.; Heinecke, M.; Glück, M.; Kronenberg, J. & Kollmann, T. (2006), 'Advanced Thermal Hydraulic Core and Fuel Assembly Design with State-of-the-Art Subchannel Codes', in 'International Meeting on LWR Fuel Performance (Topfuel 2006)'.
- Chiu, C. (1981), 'Three-dimensional Transport Coefficient Model and Prediction-Correction Numerical Method for Thermal Margin Analysis of PWR Cores', Nuclear Engineering and Design 64, 103-115.
- Cuervo, D.; Ahnert, C. & Aragonés, J. M. (2005), 'Análisis de los Efectos de

Subcanales y su Tratamiento en Modelos de Canal Medio', in 'XXXI Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española'.

- Cuervo, D.; Ahnert, C. & Aragonés, J. M. (2005), 'Analysis of the Influence of Subchannel Effects on the PWR Average Channel Calculation', in 'NURETH11'.
- Cuervo, D.; Ahnert, C. & Aragonés, J. M. (2004), 'Analysis of Suchannel Effects and their Treatment in Average Channel PWR Core Models', in 'NUTHOS-6'.
- Herrero, J. J.; Ahnert, C. & Aragonés, J. M. (2007), '3D whole core fine mesh multigroup diffusion calculations by domain decomposition through alternate dissections', in 'Joint international Topical Meeting



José María Aragonés. Catedrático de Tecnología Nuclear, Departamento de Ingeniería Nuclear, ETSII, Universidad Politécnica de Madrid; Delegado español en el Comité de Ciencia Nuclear de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE. Miembro de la Academia Internacional de Energía Nuclear (INEA). Miembro del Consejo Científico de la Dirección de Energía Nuclear (DEN) del CEA de Francia. Ha realizado evaluaciones en física de reactores, simulación avanzada, combustibles y seguridad. Miembro del Comité Ejecutivo y coordinador de I+D del subproyecto Core Physics del Proyecto Integrado NURESIM del VI-PM-Euratom (FP6) de la Unión Europea. Coordina 10 grupos de investigación de 9 países europeos y la propuesta para otro proyecto del FP7 (2008-2010). Miembro del Comité Español de I+D en Energía Nuclear (CEIDEN) a propuesta del MINER.

on Mathematics & Computations and Supercomputing in Nuclear Applications'.

- Jiménez, J.; Cuervo, D. & Aragonés, J. M. (2007), 'Multiscale and Multiphysics Coupling in COBAYA3', in 'The 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor and Thermal Hydraulics (NURETH-12)'.
- Lozano, J. A.; Aragonés, J. M. & García-Herranz, N. (2007), 'Development and Performance of the Analytic Nodal Diffusion Solver "ANDES" in Multigroups for 3D Rectangular Geometry', in 'Joint international Topical Meeting on Mathematics & Computations and Supercomputing in Nuclear Applications'.



Diana Cuervo. Ingeniero Naval y doctora en Ingeniería por la Universidad Politécnica de Madrid, licenciada en Ciencias Físicas (Física Teórica) por la Universidad Autónoma de Madrid. Profesora Ayudante en el Departamento de Ingeniería Nuclear, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Navales, Universidad Politécnica de Madrid; Miembro del Grupo de Investigación "Ciencia y Tecnología de Sistemas Avanzados de Fisión Nuclear" de la UPM y miembro del Grupo de Trabajo "Multiphysics" del Proyecto Integrado NURESIM del VI-PM-Euratom (FP6) de la Unión Europea.



Amalio Saiz de Bustamante. Catedrático de Tecnología Nuclear, Departamento de Ingeniería Nuclear, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Navales, Universidad Politécnica de Madrid; Profesor Emérito de la Universidad Politécnica de Madrid; Socio Fundador de la Sociedad Nuclear Española; ha implementado la termohidráulica como asignatura independiente en la opción nuclear de los estudios de Ingeniería Naval; ha trabajado en numerosos proyectos europeos y nacionales y ha publicado más de 100 trabajos en Actas de Congresos y Revistas de reconocido prestigio.