

El papel de las herramientas avanzadas de cálculo y simulación en la evolución del combustible

C. Muñoz-Reja, A. Cerracín y R. Corpa

El artículo presenta el papel de las herramientas avanzadas de cálculo y simulación en la evolución del diseño del combustible y en la evaluación del efecto de cambios de operación. Para ello, se describen y se ilustra con ejemplos, alguna de las herramientas que Enusa Industrias Avanzadas utiliza en la ingeniería del combustible. Por último, se presenta el futuro al que evolucionan dichas herramientas.

This article is focused on the role of the advanced calculation/simulation tools on the development of the fuel designs as well as in the assessment of the effect of the changes in the operation. With this purpose, the article describes and shows some examples of the use by ENUSA of some of these tools in the fuel engineering. To conclude, the future on the evolution of the advanced tools is also presented.

INTRODUCCIÓN

La historia del diseño del combustible nuclear se ha caracterizado porque, partiendo de un diseño conceptual muy robusto, ha ido evolucionando obedeciendo a la necesidad de mantener la generación eléctrica de origen nuclear competitiva frente a otras fuentes de generación. Para conseguir este objetivo, el combustible tiene que afrontar con la máxima fiabilidad cambios en la operación tales como aumentos de potencia, aumento de la energía generada –quemado de descarga–, ciclos más largos, mayores enriquecimientos y condiciones más agresivas de química del primario.

A lo largo del tiempo se han introducido cambios en el diseño del combustible, tanto geométricos como en los materiales cada vez más avanzados en la composición de las aleaciones y en su procesamiento. La evolución de los materiales del combustible, fueron objeto de un artículo específico en el número de *Materiales* de esta revista en noviembre de 2013 [1].

En paralelo a los cambios en el combustible también han ido avanzando las herramientas analíticas utilizadas en su diseño. En efecto, antes de introducir en un reactor un nuevo diseño de combustibles o de cambiar la forma en la que un diseño probado va a operar, se deben dar las máximas garantías de que su operación será segura y de que se alcanzarán los objetivos previstos. Para ello, es imprescindible disponer de herramientas

analíticas capaces de reproducir los complejos fenómenos que ocurren en el combustible durante la operación en el reactor de tal forma que se pueda predecir su comportamiento.

En las últimas décadas se ha producido un gran avance en los métodos numéricos disponibles en Mecánica de Sólidos Aplicada (métodos no lineales de elementos finitos, métodos espectrales...) y en Mecánica de Fluidos Computacional (volúmenes finitos, métodos nodales discontinuos...) así como en la disponibilidad de una capacidad de cálculo sin precedentes. Este avance en los métodos numéricos, unido al producido en las teorías descriptivas del comportamiento de los materiales sólidos (plasticidad, daño) y fluidos (turbulencia) y la caracterización de los fenómenos que tienen lugar en el combustible nuclear gracias a la investigación en celdas calientes y reactores experimentales, han posibilitado incorporar estas herramientas en el diseño del combustible.

El siguiente paso, que ya ha comenzado, consiste en analizar la interacción entre distintos fenómenos acoplando varias herramientas. Por ejemplo, el acoplamiento termohidráulico y el mecánico del combustible para predecir su arqueo o el desgaste inducido por vibración.

Este artículo presenta algunas de las herramientas avanzadas utilizadas por Enusa en la ingeniería de combustible, ilustrando con ejemplos la forma en la que han colaborado en la ejecución de los objetivos de economía



CRISTINA MUÑOZ-REJA RUIZ

Responsable de Tecnología de Combustible en el Departamento de Desarrollo de Tecnología y Equipos ENUSA

Licenciada en Ciencias Químicas por la Universidad Autónoma de Madrid.

ALBERTO CERRACÍN ARRANZ

Ingeniero de Tecnología de Combustible en el Departamento de Desarrollo de Tecnología y Equipos. ENUSA

Ingeniero de Caminos por la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Caminos, Canales y Puerto de la Universidad Politécnica de Madrid.



RICARDO CORPA MASA

ingeniero de Tecnología de Combustible en el Departamento de Desarrollo de Tecnología y Equipos. ENUSA

Ingeniero Aeronáutico por la Escuela Técnica Superior de I. Aeronáuticos de la Universidad Politécnica de Madrid.

y seguridad que exige la industria nuclear.

QUÍMICA Y RADIOQUÍMICA

En esta categoría se incluyen los códigos cuyo objetivo fundamental es la predicción de los fenómenos derivados de la interacción del refrigerante con el combustible. También se incluyen las herramientas capaces de traducir los datos radioquímicos proporcionados por el primario en información sobre la integridad del combustible.

BOA (*Boron-Induced Offset Anomaly*)

Se trata de un código desarrollado por Westinghouse y EPRI capaz de predecir la deposición sobre el combustible y las características clave del *crud* (sedimento) con objeto de analizar la susceptibilidad de un núcleo y prevenir la aparición de anomalías axiales de potencia (AOA).

El *crud* está compuesto por productos de corrosión que se liberan de los componentes del primario y que son arrastrados por el refrigerante al núcleo depositándose finalmente en las superficies más calientes del elemento combustible. En aquellas regiones del núcleo con depósitos de *crud* más gruesos, precipitan compuestos de boro. A su vez, la absorción del boro reduce el flujo neutrónico y el quemado local pudiéndose generar una anomalía axial de potencia (AOA) que puede llegar en casos límite, a la toma de acciones si afecta al margen de parada.

El código BOA acopla modelos químicos de deposición de *crud* acoplados a modelo de transmisión de calor barra/refrigerante. Los códigos neutrónicos calculan la distribución de potencia en un núcleo específico. Esta información, se pasa a códigos termohidráulicos que determinan la distribución (x,y,z) de densidad del refrigerante combinándola con la presión, la velocidad del primario y el flujo calorífico. BOA utiliza esta información, junto con la información química del primario, para calcular la distribución de *crud* en el núcleo y la masa y distribución de boro precipitado [2]. Con esta información se puede analizar el efecto de distintas opciones de química del primario y/o esquemas de recarga del combustible y prevenir la aparición de AOA.

Enusa ha trabajado con EPRI en la actualización de las distintas versiones del código utilizando información de plantas españolas asegurando, así, la calibración del mismo a las características y condiciones de operación específicas de nuestros reactores. Enusa utiliza este código para la de-

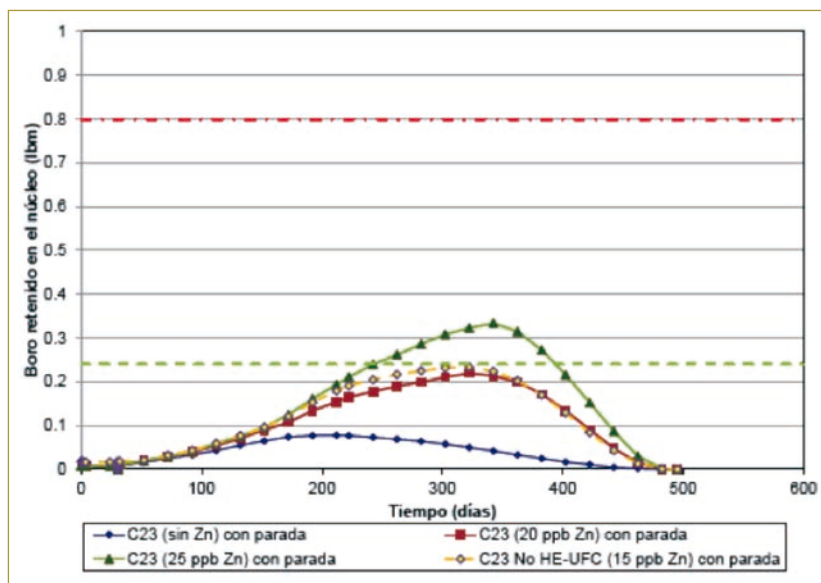


Figura 1. Uso del código BOA para evaluar el efecto del cinc en el boro retenido por los elementos combustibles en un ciclo real.

terminación de esquema de recarga que minimicen el riesgo de AOA en plantas que utilizan la inyección de cinc como sistema de protección de los componentes del primario y de reducción de dosis [3, 4]. Un ejemplo de las salidas de BOA se muestra en la Figura 1 donde se evalúa el riesgo de AOA, (en función de la masa de boro retenido en el núcleo) para distintas adiciones de cinc en el primario.

FPA (*Fission Products Analysis*)

Este código, desarrollado por Westinghouse, utiliza como entradas las medidas radioquímicas (composición isotópica y concentración) tomadas por las plantas nucleares en el refrigerante con objeto de predecir durante la operación, un posible fallo en la barra combustible que esté produciendo liberación de productos de fisión al refrigerante.

Cuando rompe la primera barrera de protección del material fisil, la vaina de la barra combustible, pueden "escapar" de la barra los productos de fisión generados por la reacción nuclear, o incluso el mismo combustible, en función de las características del defecto producido. Disponer de esta información durante la operación es importante para decidir la toma de medidas para evitar que el fallo progrese con el consecuente aumento de liberación de productos de fisión al primario. Finalmente, las predicciones del código en cuanto a número de fallos, características de la barra fugada en términos de quemado y potencia a la que está operando, etc. permiten preparar por adelantado planes de inspección y reparación del combustible.

TERMOMECAÁNICA

En este apartado, se incluyen las herramientas avanzadas de simulación o análisis de sistemas mecánicos incluyendo en ocasiones los fenómenos de transferencia de calor.

TREQ

Se trata de un código de modelización del comportamiento termomecánico de la barra combustible PWR desarrollado a principio de los 90 inicialmente por Enusa, Westinghouse y BNFL. Las sucesivas actualizaciones, mantenimiento y modificaciones de TEQ han sido realizadas íntegramente por Enusa gracias a la continua actualización de las bases de datos, fruto de numerosos programas de I+D+i, que han permitido la ampliación de sus capacidades predictivas a mayores rangos de quemado, potencias y tipos de combustible de los inicialmente cubiertos.

Al ser un código desarrollado con un objetivo industrial, TREQ busca el equilibrio entre un modelo microscópico intensivo en tiempo computacional y la aproximación ingenieril basada en modelos semiempíricos, de los fenómenos físicos que ocurren en la barra combustible durante la operación en estacionario y en transitorios de condiciones I y II. Por ello, los modelos térmicos, mecánicos y de gases de fisión del código nacen a partir de consideraciones microscópicas que permiten seleccionar para cada modelo, un modelo reducido de parámetros importantes que determinan el comportamiento macroscópico del combustible. Aunque la barra de combustible es un cuerpo en 3D, su simetría axial, típica de un cilindro,

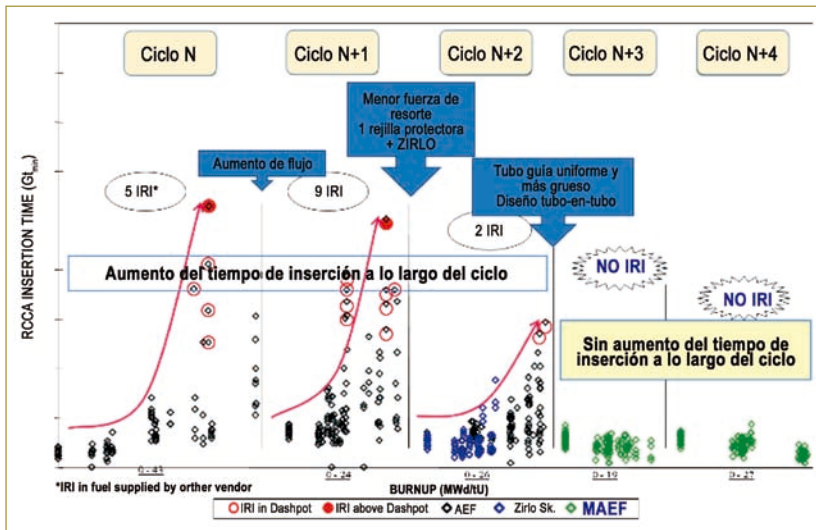


Figura 2. Uso del código SAVAN para el análisis del IRI y del efecto de las modificaciones de diseño en el fenómeno.

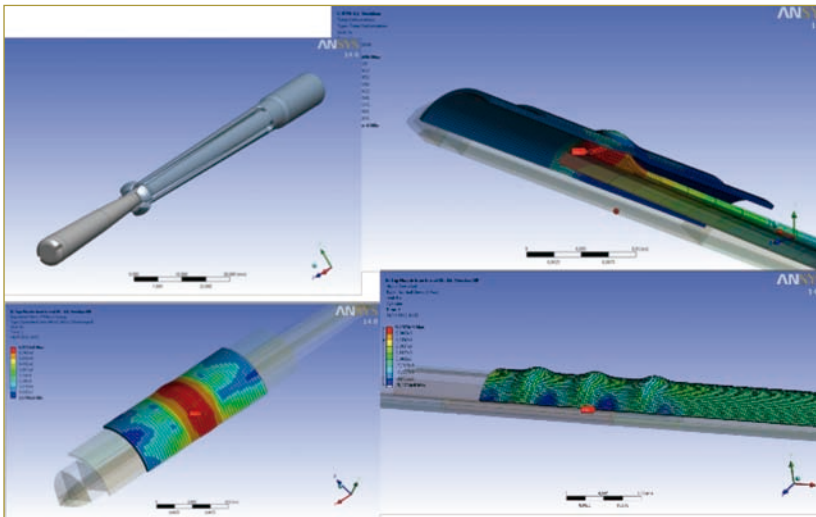


Figura 3. Simulación del expansionado entre manguito cabezal superior y tubo guía.

permite transformar el problema original 3D en uno más simple de 1D donde las ecuaciones termomecánicas sólo se resuelven en la dirección radial por lo que el tratamiento se convierte 1-1/2D [5, 6].

El código TREQ ha sido licenciado por Enusa ante el organismo regulador belga, para su uso en el diseño de la barra combustible y para la generación de entradas (presiones y temperaturas) a los análisis de seguridad hasta un elevado grado de quemado de barra combustible.

Savan

El objetivo del código Savan es reproducir los mecanismos de deformación de los elementos combustible por lo que constituye una herramienta efectiva para evaluar los efectos de los cambios o modificaciones de diseño en la estabilidad dimensional de los mismos.

La simulación mecánica de los núcleos del reactor requiere de códigos avanzados, como Savan, que sean capaces de considerar los diferentes factores que afectan a la estabilidad dimensional de los elementos combustibles. La irradiación, la temperatura, la fuerza de los resortes en la interacción elemento combustible-tapa de núcleo, las fuerzas de arrastre de las barras combustible sobre la estructura, las fuerzas laterales inducidas sobre el elemento combustible por sus elementos vecinos que incluyen deformaciones, la gravedad, la flotación y las fuerzas de empuje producidas por el refrigerante son sólo algunos de los factores a considerar en la deformación del combustible. Para permitir el análisis de la distorsión de núcleos específicos, Enusa desarrolló en el año 2000 un código 2D de elementos finitos con una metodología asociada. Poste-

riormente, en 2010, Savan fue actualizado añadiendo nuevas propiedades de los materiales e incluyendo la capacidad para modelizar núcleos completos, 3D, en un proyecto de colaboración Enusa-Westinghouse-Kepco [7, 8].

El código incorpora modelos mecánicos por elementos finitos de todos los componentes del elemento combustible que contribuyen a su estabilidad dimensional, los modelos de comportamiento que impactan a las dimensiones tales como fluencia mecánica por efecto del flujo neutrónico, crecimiento por daño por irradiación, propiedades elásticas... El modelo de elementos finitos del conjunto combustible, simula con elementos viga, muelles y de contacto los tubos guía, manguitos, resortes del cabezal, muelles y resaltes de las rejillas y barras combustibles.

De esta estabilidad dimensional dependen factores tan importantes como la carga y descarga del núcleo o la parada del reactor. Efectivamente, la deformación excesiva de los elementos combustibles del núcleo puede producir enganches entre elementos que impidan la carga o descarga del núcleo sin producir daños estructurales en el combustible.

Además, y más importante aún, un elemento excesivamente deformado podría ralentizar el deslizamiento de las barras de control por el interior de los tubos guía o incluso impedir su inserción, fenómeno denominado IRI (*Incomplete Rod Insertion*). La Figura 2 ilustra los resultados reales del tiempo de inserción de las barras de control después de los cambios en el diseño del elemento combustible y los análisis realizados con Savan para optimizar la disposición de los elementos en el núcleo con objeto de reducir los arqueos de los mismos. Todo ello logró pailar este problema hasta su completa eliminación con el paso del diseño AEF al MAEF.

Códigos de Elementos Finitos

Las principales capacidades de los programas de elementos finitos con una aplicación en el diseño mecánico del conjunto combustible y sus componentes son:

- Análisis estructural: 2D ó 3D, lineal o no lineal, estático o dinámico, fractura.
- Análisis térmico: Estacionario o transitorio, lineal o no lineal.
- Conexión directa entre el modelo térmico y el estructural.

Los análisis no lineales contemplan tanto la no linealidad en los materiales (plasticidad, fluencia,...), como las

no linealidades geométricas: grandes deformaciones/grandes rotaciones.

Como ejemplo de no linealidades, la Figura 3 muestra el modelo usado para simular el proceso de expansionado entre el manguito del cabezal superior y el tubo guía durante la fabricación del conjunto combustible. El modelo incluye la plastificación del material y las no linealidades geométricas debidas a los huelgos entre los componentes (pinza, tubo guía y manguito).

La Figura 4 muestra el modelo del muelle del cabezal superior. La función de este muelle es la de mantener el conjunto combustible apoyado en la placa inferior del núcleo durante la operación en el reactor, evitando que se despegue de la misma. El muelle está compuesto por varias láminas de Alloy 718 y tiene un comportamiento no lineal, pudiendo acumular asentamientos por plasticidad según aumenta la compresión en operación causada por el crecimiento del conjunto combustible y los cambios que se originan en los ciclos de calentamiento y enfriamiento por operación y parada.

El modelo se ajusta con resultados de ensayos y es una herramienta válida para conocer tanto el estado tensional del mismo en detalle, como las deformaciones originadas por la no linealidad.

Estas simulaciones de detalle de componentes, con el aumento que se ha producido en la capacidad de cálculo, se ha extendido a la modelización del elemento combustible, por ejemplo, impactos dentro de un contenedor ampliando los antiguos modelos de vigas, muelles, deslizaderas y huelgos.

TERMOHIDRÁULICA

Los avances en los algoritmos para resolver numéricamente las ecuaciones diferenciales de conservación de la energía y del momento lineal, incorporando turbulencia, en fluidos así como la capacidad de cálculos van incorporando los códigos de Mecánica de Fluidos Computacional (*Computational Fluid Dynamics*) como una herramienta adicional de diseño.

Gracias a estos códigos se puede evaluar el efecto de cambios de diseño en el comportamiento termohidráulico del elemento combustible. En la Figura 5 se puede ver como ejemplo el campo de velocidades del refrigerante a la salida del cabezal inferior del elemento combustible. Es posible utilizar este tipo de códigos para evaluar el impacto de cambios de geometría en la refrigerabilidad del combustible, en el campo de velocidades y presiones a la salida del cabezal.

En Enusa se ha utilizado en distintas aplicaciones como la simulación

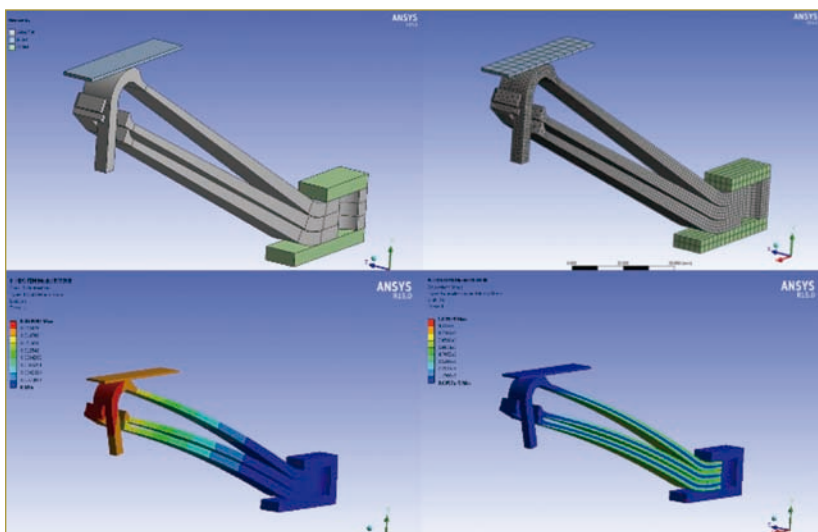


Figura 4. Simulación de la deformación del muelle del cabezal superior.

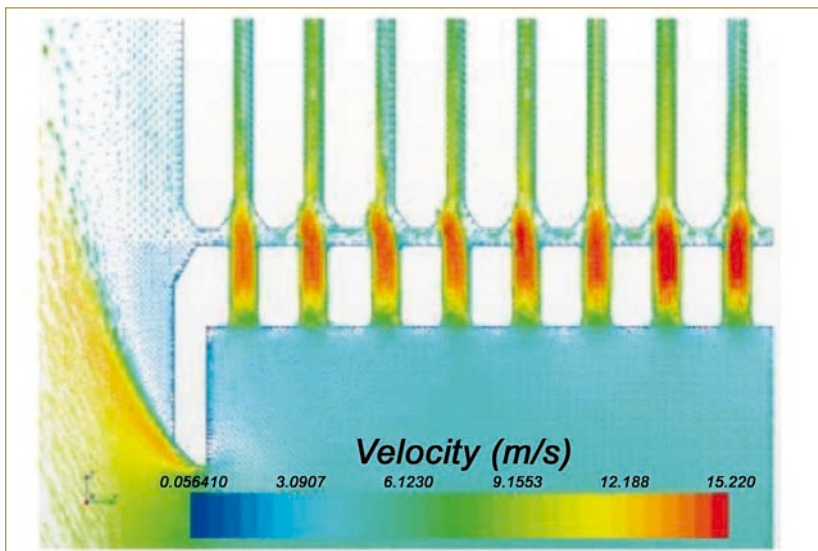


Figura 5. Velocidad del refrigerante a través del cabezal inferior.

de la caída de un elemento combustible en la piscina de almacenamiento de combustible [9, 10], uno de los accidentes base de diseño. Este evento podría conducir a la rotura de una o varias de las barras combustible con la consiguiente liberación de productos de fisión. Sin embargo, los accidentes de caída que han tenido lugar en la historia [11, 12], ponen de relieve el alto nivel de conservadurismo de las hipótesis consideradas en el análisis. Enusa ha desarrollado, junto con la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (ETSII) de Madrid, una metodología para el cálculo de la velocidad de impacto de un elemento combustible en función del ángulo de caída. Con esta información, ha sido posible la determinación de la velocidad de impacto del elemento combustible en el accidente de forma mucho más realista, entrada crítica

para el cálculo estructural durante del impacto.

Así mismo, junto a la ETSII de Madrid, utilizando estos códigos, se han calculado las fuerzas hidráulicas laterales ejercidas por el refrigerante entre elementos combustible.

En la Figura 6 se puede apreciar la evolución de la velocidad (extraída en líneas de corriente) al pasar el refrigerante a través de una rejilla, a la vez que se puede observar el campo de presiones que este flujo provoca sobre la propia rejilla.

Con simulaciones como esta se obtienen campos de fuerzas asociados a estos fenómenos, pérdidas de carga a través de componentes o distribución real de los perfiles de velocidad aguas abajo de una rejilla, entre otras características del flujo.

Estos perfiles de velocidad se pueden observar en la Figura 7, donde aparecen de izquierda a derecha, una

imagen con el módulo de la velocidad al atravesar el fluido una rejilla intermedia y un perfil de velocidades transversales justo después de dicha rejilla.

Estas fuerzas son una entrada al código Savan para predecir, junto a otras fuerzas, el arqueado del elemento combustible constituyendo así el problema completo de interacción fluido-estructura.

FUTURO DE LAS HERRAMIENTAS DE DISEÑO

A lo largo de este artículo se puede apreciar que, en numerosas ocasiones, existe una realimentación entre fenómenos. Por ello, las salidas de algunas herramientas son utilizadas por otros códigos aguas abajo para la generación de sus predicciones.

La tendencia actual es desarrollar métodos avanzados multifísicos que ayuden a la interpretación y el análisis de todos los fenómenos que ocurren en el reactor de una forma global permitiendo mejorar la operación de los reactores. En ese sentido existe un consorcio del *Department of Energy* (DOE) de Estados Unidos, denominado *Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors* (CASL) cuyo objetivo es la creación de un “reactor virtual” capaz de analizar el diseño del combustible, la operación y los criterios de seguridad de una forma integrada [2].

A una escala menor, se continúa trabajando sobre las preocupaciones mayores en la operación en estos momentos: depósitos de crud en el combustible, interacción pastilla-vaina, PCI, desgaste barra-rejilla incorporando modelos de interacción fluido-estructura y la distorsión de los elementos combustible.

CONCLUSIONES

Los objetivos de la industria nuclear en economía y fiabilidad han marcado el camino a la evolución del combustible nuclear. Las presiones para mejorar la economía de los ciclos han supuesto un reto para el combustible que tiene que afrontar con la máxima fiabilidad cambios en la operación tales como aumentos de potencia, aumento de quemados de descarga, ciclos más largos, mayores enriquecimientos y condiciones más agresivas de química.

Esta evolución ha requerido modificaciones en el diseño y cambios en los materiales de los elementos combustible. En paralelo a los cambios en el combustible también han ido avanzando las herramientas analíticas capaces de reproducir los complejos fenómenos que ocurren en el combustible durante la operación en el reactor de tal forma que se pueda predecir su comportamiento. El avance en los mé-

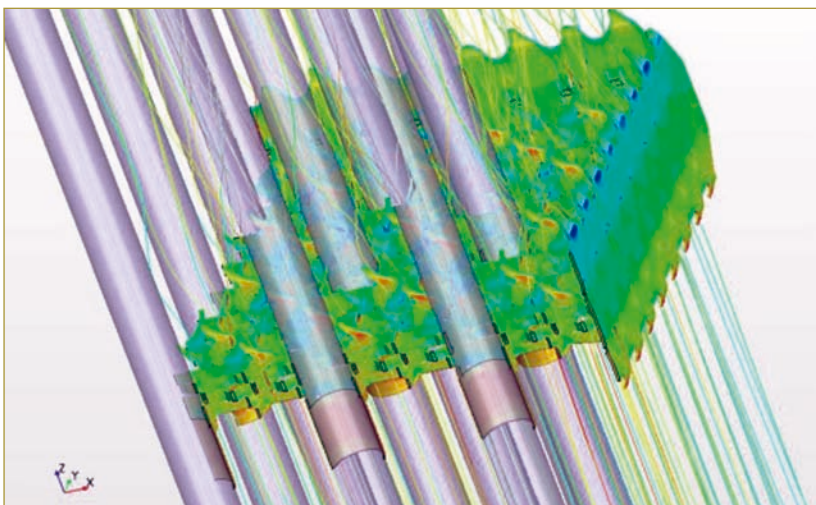


Figura 6. Líneas de corriente y campo de presiones en una rejilla mezcladora.

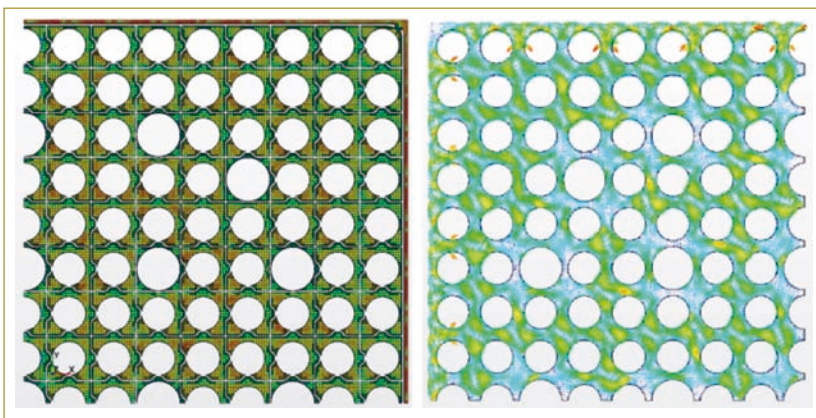


Figura 7. Perfiles de velocidad a través de una rejilla intermedia.

todos numéricos, unido al producido en las teorías descriptivas del comportamiento de los materiales sólidos y de los fluidos y la caracterización de los fenómenos que tienen lugar en el combustible nuclear, han posibilitado incorporar estas herramientas en el diseño del combustible.

Enusa en la ingeniería de combustible, utiliza de forma habitual estas herramientas en la ejecución de los objetivos de economía y fiabilidad que exige la industria nuclear

REFERENCIAS

- [1]. C. Muñoz-Reja, L. Fuentes, J M^a García de la Infanta, A. Muñoz, “Selección de materiales en el combustible nuclear: presente y futuro”. Nuclear España, nº 345, Noviembre 2013.
- [2]. B K Kendrick et al., “CASL multiphysics modeling of crud deposition in PWRs”. WRFPM 2013, Charlotte NC September 2013.
- [3]. Artículo de Nuria sobre inyección de cinc.
- [4]. Otro artículo de Nuria.
- [5]. N Doncel, I Pastor y A Romano, “TREQ:Modelo de comportamiento termo-mecánico del combustible”. 34 Reunión de la SNE, Murcia, Octubre 2008
- [6]. I Pastor, N Doncel, “TREQ-Fuel rod performance code for demanding PWR plants”. ICON17. Brussels, Belgium July 2009.
- [7]. Y Aleshin, M Aulló, A Cerracín, S-Y Jeon, H-K Kim, “Methodology to assess fuel assembly dimensional stability on design stage”. WRFPM 2009, Paris-France, 2009.
- [8]. E Gutiérrez, J Muñoz, Y Aleshin, D Hubert and R Fernandes, “Benchmarking os SAVAN2D and MAC3S2 (stage 1): Simulation of fuel assembly mechanical performance”. WRFPM 2013, Charlotte NC September 2013.
- [9]. R Corpa, B Montero; “Fuel assembly drop accident simulation with CFD”. Congreso Internacional de Jovenes Nucleares, Burgos 2014.
- [10]. B Montero, R Corpa, G Jiménez, C Muñoz-Reja, “Simulación CFD de un accidente de caída de un elemento combustible en piscina”. Reunión de la Sociedad Nuclear Española, Valencia 2014.
- [11]. HM Nuclear Installations Inspectorate, “An investigation into a dropped fuel incident at Chapelcross Nuclear Power Station”, Health and Safety Excute, 2002.
- [12]. Consejo de Seguridad Nuclear, “Acta de inspección CSN/AIN/COF/09/692”, 2009. ■