

Desarrollo de códigos neutrónicos propios para la simulación del núcleo de reactores PWR

C. Ahnert, O. Cabellos, N. García-Herranz,
D. Cuervo, J.J. Herrero, J. Jiménez, R. Ochoa

La simulación de la física del núcleo de los reactores nucleares por su complejidad requiere del uso de computadores y del *software* adecuado, y su evolución es ir hacia métodos y modelos de los llamados *best-estimate*, con el objeto de aumentar la disponibilidad de la central manteniendo los márgenes de seguridad. Para ello el Departamento de Ingeniería Nuclear (UPM), ha desarrollado el Sistema SEANAP en uso en varias centrales nucleares españolas, que realiza la simulación en 3D y con detalle de barra combustible del quemado nominal y real del núcleo del reactor, hace el seguimiento en línea de la operación, y ayuda a la planificación óptima de las maniobras operacionales.

The core physic simulation is enough complex to need computers and ad-hoc software, and its evolution is to best-estimate methodologies, in order to improve availability and safety margins in the power plant operation. The Nuclear Engineering Department (UPM) has developed the SEANAP System in use in several power plants in Spain, with simulation in 3D and at the pin level detail, of the nominal and actual core burnup, with the on-line surveillance, and operational maneuvers optimization.

C. AHNERT

Catedrática de Ingeniería Nuclear, ETS Ingenieros Navales

O. CABELLOS

Profesor titular Ingeniería Nuclear, ETS Ingenieros Industriales

N. GARCÍA-HERRANZ

Profesora titular interina Ingeniería Nuclear, ETS Ingenieros Industriales

D. CUERVO

Profesora ayudante Doctor Ingeniería Nuclear, ETS Ingenieros Navales

J.J. HERRERO

Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear, ETS Ingenieros Industriales

J. JIMÉNEZ

Doctor en Ciencia y Tecnología Nuclear, ETS Ingenieros Industriales

R. OCHOA

Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear, ETS Ingenieros Industriales

INTRODUCCIÓN

Las herramientas de simulación en el área de la neutrónica, es decir de la física de los neutrones en el reactor nuclear de fisión es especialmente compleja como para hacer necesario el uso de computadores y el software adecuado para su simulación. Se trata de determinar con detalle y en 3D el comportamiento y evolución temporal de toda una serie de variables que están continuamente modificándose durante la operación del reactor, y que además se realimentan físicamente entre sí, haciéndose necesario un cálculo numérico iterativo y al nivel de detalle por barra de combustible.

El Departamento de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid (en adelante DIN-UPM) tiene una tradición y reconocimiento en el desarrollo de las herramientas de simulación de los núcleos de los Reactores PWR. Así el Sistema Español de Análisis de Núcleos de Agua a Presión (SEANAP), en uso en varias centrales

nucleares españolas desde hace años lo demuestra.

Además, desde el año 2005, parte de la metodología y módulos de cálculo desarrollados para SEANAP están siendo incorporados, mediante proyectos de investigación europeos, financiados por el 6º y 7º programa marco de Euratom a la plataforma europea de simulación de física del núcleo NURESIM, siendo además el DIN-UPM el coordinador del *Core Physics Subproject* de estos proyectos.

SEANAP está integrado por una serie de programas de cálculo correspondientes a las sucesivas etapas del cálculo y análisis de núcleos PWR. El simulador 3D del núcleo es SIMTRAN, que incluye los códigos SIMULA para la neutrónica y COBRA para la termohidráulica. Los módulos SIMULA y COBRA junto con las ecuaciones de la cinética neutrónica están acoplados entre sí, y así SIMTRAN resulta adecuado tanto para análisis de estacionarios como para el análisis de transitorios

rápidos, provocados por perturbaciones neutrónicas o termohidráulicas, de manera que se trata de un simulador dinámico de núcleo en 3D con termohidráulica detallada.

El módulo SIMULA es un código nodal estático de cálculo neutrónico, y con él se pueden reproducir muchas de las situaciones en las que se encuentra el núcleo a lo largo del quemado de cada ciclo, situaciones estacionarias y situaciones transitorias lentas. También se pueden calcular los parámetros nucleares de interés en el diseño y operación: el coeficiente de temperatura del moderador, el coeficiente Doppler, el coeficiente total de potencia, el valor diferencial e integral de bancos, el margen de parada, etc. El módulo COBRA es un código de cálculo termohidráulico de núcleo con 1 ó 4 canales de refrigeración por elemento combustible, que considera la transferencia de calor entre combustible y refrigerante, y la influencia de los flujos cruzados entre canales en la hidrodinámica del refrigerante.

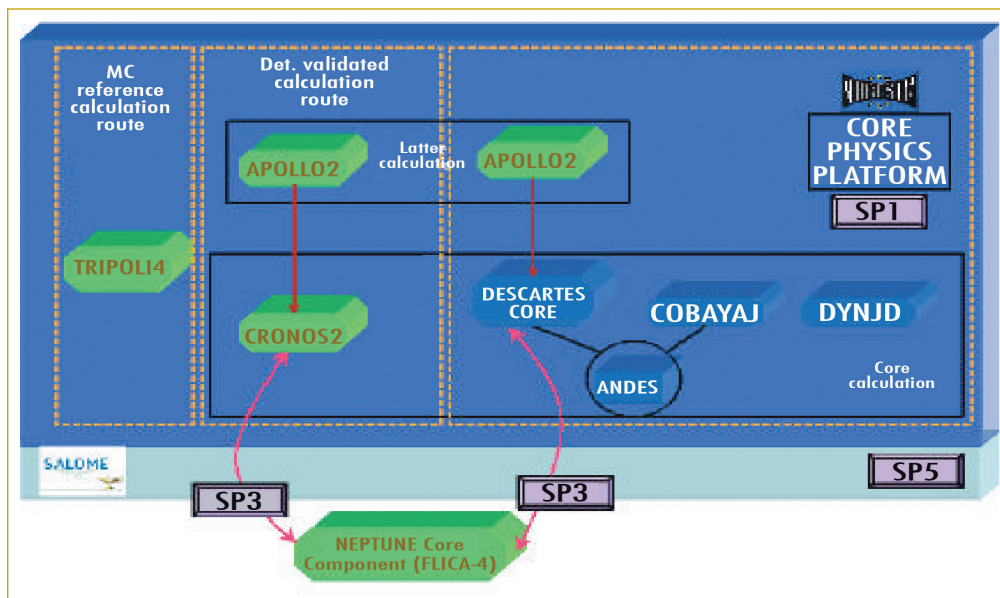


Figura 1. NURESIM Core Physics Platform.

Los códigos COBAYA3 y su módulo de cálculo ANDES, que también forman parte de SEANAP, son los que están siendo incorporados a la plataforma europea NURESIM (figura 1) mediante el proyecto europeo del mismo nombre, y que tiene actualmente continuidad en el proyecto NURISP.

METODOLOGÍA

Los métodos numéricos para la neutróica, parten de la generación de las librerías de secciones eficaces, para el espacio paramétrico de estados termohidráulicos: concentración de boro, temperatura del combustible, temperatura y densidad del refrigerante, concentraciones isotópicas de xenón, samario, gadolinios, uranios, plutonios,...., grado de quemado y el índice de historia espectral.

Los cálculos de elemento combustible, realizan el procesamiento de la librería de datos nucleares evaluados, determinan la solución de la ecuación de transporte en multigrupos para una geometría detallada de barra de combustible 2D, hacen la condensación y homogeneización de las secciones eficaces, determinan la solución de la ecuación de transporte/difusión con un menor detalle para un dominio de cálculo de elemento combustible 2D, y por último realizan la condensación y homogeneización de las secciones eficaces, para proceder al cálculo del núcleo completo. COBAYA incluye una corrección por efectos de transporte, malla y heterogeneidad, en forma de coeficientes de discontinuidad en las interfaces.

Los métodos numéricos para la termohidráulica, parten del código CO-

BRA-IIIc/MIT-2, realizan el cálculo de la distribución tridimensional del flujo y la entalpía del refrigerante en una geometría de subcanales, tanto en estado estacionario como transitorio. Hay dos escalas de canales dentro del núcleo: canales y subcanales. Los análisis en canales/subcanales son una aproximación de las ecuaciones de Navier-Stokes, y se mantiene la conservación de la masa, de la energía y de la cantidad de movimiento para el flujo monofásico.

Para su incorporación en el proyecto europeo NURESIM se ha desarrollado en el módulo COBAYA la formulación en 3D y multigrupos, y se ha incorporado su metodología de descomposición en subdominios, con una iteración en cuatro tipos de cálculos locales alternados (figura 2), y su adaptación a ordenadores con procesadores en paralelo, para conseguir tiempos de cálculo aceptables.

También parte de la metodología desarrollada ha sido adaptada a la geometría hexagonal (figura 3), para la realización de cálculos parciales del reactor europeo rápido de sodio mediante el proyecto europeo ESFR.

El código de difusión nodal ANDES (*Analytical Nodal Diffusion Equation Solver*) que se ha incorporado también a NURESIM contiene un nuevo método para la resolución del núcleo 3D completo en malla cartesiana o triangular, que se basa en una diagonalización de la matriz del sistema de ecuaciones planteado por la ecuación de difusión en multigrupos, y la resolución del mismo en el espacio de los llamados flujos modales, en oposición a los flujos físicos, donde los grupos de energía se encuentran desacoplados. De esta

manera es posible formular una solución analítica de la ecuación de difusión que confiere al método un mayor orden de aproximación comparable a los obtenidos con métodos de desarrollo del flujo en polinomios base, compartiendo con ellos la necesidad de una iteración de fugas transversales cuando el problema es formulado en más de una dimensión.

La UPM también ha participado en el esquema del acoplamiento multiescala neutrónico-termohidráulico en la plataforma NURESIM con dos niveles de cálculo, los nodos neutrónicos (elementos o cuartos de elemento) pueden tener asociados uno o cuatro canales termohidráulicos, en los cálculos de difusión neutrónica

3D en malla fina (con un punto de malla por barra) los elementos tienen asociados subcanales detallados.

APLICACIONES

El sistema SEANAP se ha aplicado al análisis del diseño nuclear de los ciclos de quemado nominal y real, contrastando los resultados con los parámetros nucleares incluidos en el Informe de Diseño Nuclear correspondiente. Estos análisis de contraste se han realizado incluyendo las medidas en las pruebas nucleares y mapas de flujo a lo largo de la operación de los ciclos.

El sistema SEANAP además de su uso para análisis del diseño nuclear, dispone de la capacidad de ser implantado "en línea" en la central adquiriendo datos del ordenador de procesos sobre las situaciones reales, y efectuar la simulación en línea del núcleo correspondiente a esas situaciones y suministrar toda la información neutrónica y termohidráulica intranuclear, con el objetivo de ser utilizado para la vigilancia de factores de pico y márgenes térmicos de operación, para ello suministra en línea las respuestas esperadas en la instrumentación neutrónica in-core y ex-core, en la instrumentación termohidráulica de termopares, y en los medidores de temperaturas en ramas fría y caliente.

El disponer en línea de este sistema de cálculo proporciona un conocimiento completo y continuo del estado tridimensional del núcleo del reactor, en forma numérica y gráfica que se pueden agrupar en tres apartados: variables neutrónicas (distribuciones de potencias de fisión, quemado del combustible,

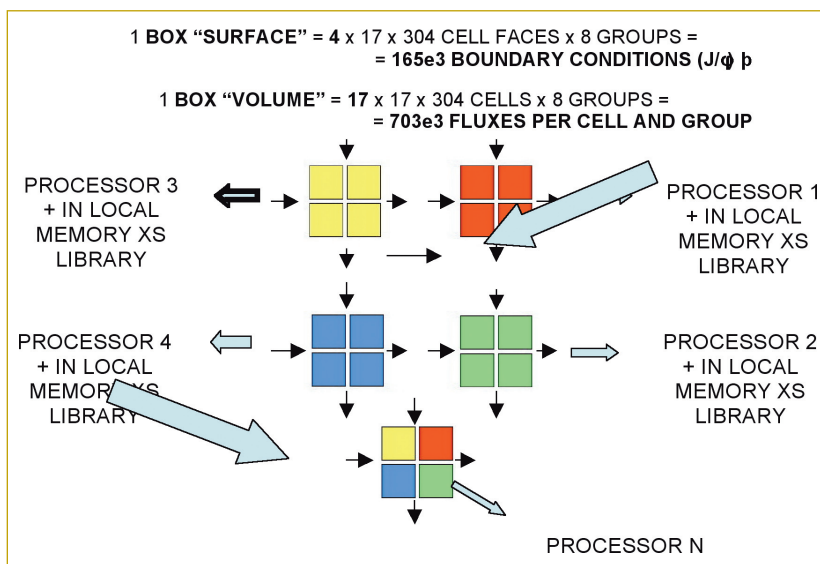


Figura 2. COBAYA3. Esquema de paralelización.

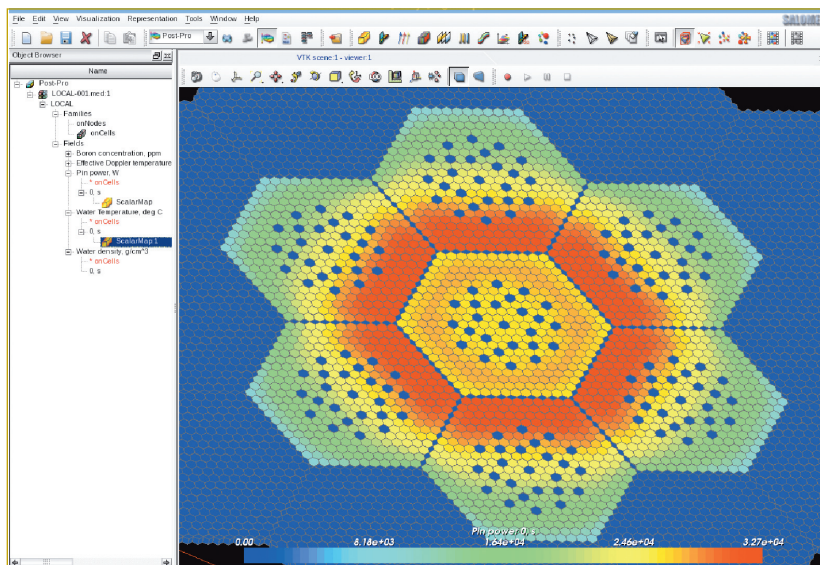


Figura 3. COBAYA3. Malla Hexagonal.

productos de fisión importantes), variables termohidráulicas (temperaturas del agua, vaina y combustible; caudales, densidades y márgenes térmicos e hidráulicos) en el interior del núcleo y vasija del reactor; variables medidas y parámetros de interés para la vigilancia de la operación del reactor, dentro de los márgenes previstos por el diseñador, y recogidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento.

También puede ser utilizado para realizar simulaciones en paralelo a la operación real, con el objetivo de poder realizar la predicción y análisis de maniobras operacionales con cambio en el control, boro, xenon, etc. En ese sentido, permite planear de forma rápida y óptima, en cuanto a seguridad y economía se refiere, las maniobras de operación, por ejemplo las bajadas de carga o nivel de

potencia de operación, arranques y paradas programadas, así como las pruebas nucleares para la medida de ciertos parámetros del núcleo o para la calibración de la instrumentación. Las predicciones se realizan en paralelo, a partir del estado en línea, mediante "menús" simplificados que permiten establecer la evolución del nivel de potencia. El código busca automáticamente la trayectoria óptima del sistema de control, y la inserción de las barras de control, con mínimas boraciones-diluciones en el refrigerante primario, dentro de los límites y requisitos de seguridad e incluso mejorando los márgenes.

Los resultados suministrados por cada ejecución pueden visualizarse de forma gráfica mediante una interfaz gráfica desarrollada específicamente. Se obtiene así una "radiografía" continua del interior del núcleo, junto con los pa-

rámetros nucleares y las respuestas de la instrumentación. En cada momento se pueden realizar predicciones, a partir del estado en línea actual, mediante cálculos 3D neutrónicos-termohidráulicos que tienen en cuenta el estado real del núcleo y han sido contrastados y calibrados, en caso necesario, con las medidas durante la operación previa.

La información gráfica de los resultados de la predicción, conjuntamente con la evolución posterior de la operación real se va actualizando en el curso de la maniobra. Gracias a tal capacidad anticipativa, se obtienen mejoras tangibles en la operación reactor, amén de simplificar y garantizar la viabilidad de la maniobra dentro de las especificaciones técnicas, al tiempo que se reducen al mínimo los residuos radiactivos de baja actividad generados en las boraciones-diluciones del primario.

La versión implantada para la vigilancia y predicción en línea, es idéntica a la que se utiliza en el análisis del diseño del núcleo, en todos los modelos y capacidades neutrónicas y termohidráulicas. Por tanto se trata de un simulador en-línea de aplicación a distintas actividades de ingeniería y operación de la central.

Gestión del combustible y optimización de la recarga del núcleo por ciclo

SEANAP ha sido usado y se sigue usando para la optimización de las recargas de combustible, y en particular las optimizadas con bajas fugas neutrónicas, con el uso de barras de combustible con absorbente consumible, usando gadolinio de alto y de bajo contenido.

Así se han conseguido alargamientos de los ciclos de quemado con el mismo combustible, simplemente con una redistribución de los elementos combustibles en el núcleo.

Análisis del diseño nuclear por ciclo

Con SEANAP se ha realizado el análisis del diseño nuclear de más de 70 ciclos de 6 centrales PWR españolas, y se han validado los resultados obtenidos, contrastando con los resultados del Informe de Diseño Nuclear y las medidas en la planta.

La base de datos de validación del sistema SEANAP incluye las siguientes medidas:

- En las pruebas de arranque de ciclo: concentración de boro al final del arranque, coeficientes de temperatura isotermos, valor diferencial e integral de los bancos de control.

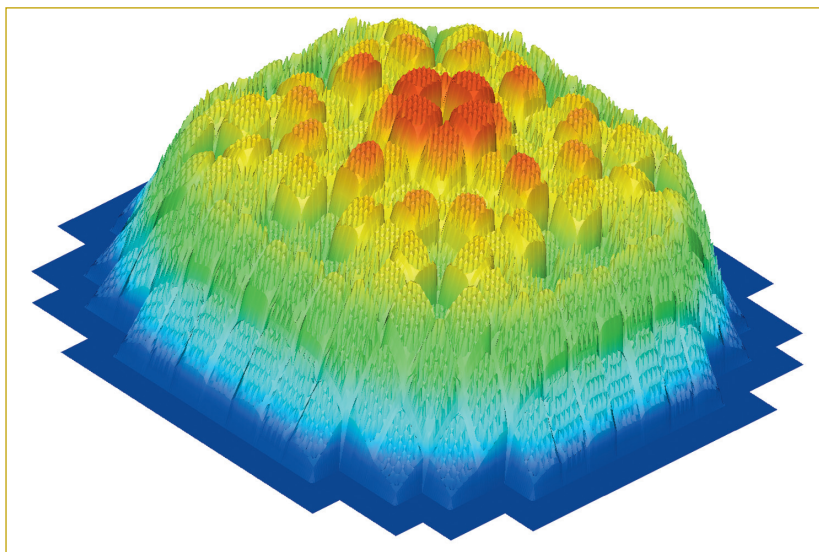


Figura 4. COBAYA3. Cálculo de núcleo pin-by-pin.

- Durante la operación nominal del ciclo: diariamente concentraciones de boro crítico, mensualmente distribuciones 1D y 2D de potencia de los mapas de flujo incore.
- Las distribuciones y factores de pico de potencia (figura 4).

Vigilancia en-línea de la operación

El objetivo de la función de Vigilancia en-línea del Núcleo es ayudar a los operadores en el cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), proporcionando una información completa y casi continua de la evolución de las variables a vigilar, mediante gráficas específicas, a lo largo de la operación; tanto en condiciones nominales como, sobre todo en maniobras y transitorios operacionales.

La vigilancia en línea que proporciona, al poder visualizar conjuntamente

la evolución de las variables medidas y calculadas, mediante una modelación detallada del núcleo, ayuda a detectar prontamente las anomalías que puedan ocurrir en la calibración de la instrumentación, o en las propias condiciones de operación, sin necesidad de tener que realizar pruebas o medidas específicas, o esperar a las previstas.

Cada ejecución automática y regular (cada 5 minutos) adquiere las señales medidas en línea; el estado previo de potencia, grado de quemado y concentraciones de xenón, yodo, samario y promecio; así como las bases de datos neutrónicos y termohidráulicos del núcleo y del ciclo. Avanza al instante actual el estado 3D del quemado, xenón, yodo, samario y promecio; computa, en unos segundos, la solución actual neutrónica-termohidráulica en 3D; y calcula los parámetros nucleares y las respuestas en la instrumentación.

Proporciona, para su visualización continua por la interfase gráfica de usuario, las distribuciones intranucleares de potencia, Xenon, temperaturas, etc.; la historia de parámetros del núcleo medidos, calculados y previstos; las asimetrías axiales de la potencia ΔI y del xenón, y su variación temporal; los factores de pico $F\Delta H$ y envolvente $FQ(z)$; coeficientes instantáneos de reactividad; así como las temperaturas máximas del agua, vaina y combustible, flujos cruzados y DNBR.

Así el SIMTRAN-en línea proporciona todas las variables objeto de la Vigilancia de las ETF del núcleo, incluyendo las gráficas:

- Límite de inserción de bancos de control, con la gráfica de evolución de la inserción en función del nivel de potencia, junto con su recta límite.
 - Potencia vs. Asimetría axial de potencia ΔI , y banda permitida en torno a la recta objetivo.
 - Asimetría por cuadrante ("Tilt").
 - Diagramas Modales de la Oscilación Axial de ΔI y del xenón. Estos representan la derivada temporal de la variable en función de la variable.
- Así se ha utilizado el SIMTRAN en línea en unos 20 ciclos de quemado, de 3 núcleos PWR (Vandellós-II, Ascó-I y Ascó-II), suministrando lo siguiente:
- Cada 5 minutos: concentraciones de boro crítico, corrientes en los detectores excore y asimetría axial, temperaturas en las ramas calientes y en 60 termopares.
 - Cada mes los mapas de flujo incore: tasas de reacción 3-D, evolución de la asimetría axial incore de potencia, medida y simulada.
 - De forma continua: potencia nuclear, de la suma de las corrientes excore, asimetría Axial, de las diferencias de corrientes en las cámaras superiores e inferiores, desviaciones por cuadrante, de las sumas de corrientes por columna.

Planificación de maniobras operacionales

SINTRAN se utiliza también para diseñar las estrategias óptimas de realización de las maniobras operacionales, durante los cambios de potencia nuclear y arranques tras parada.

Estas estrategias han sido diseñadas para optimizar el tiempo en que se estabiliza la planta, y reducir al mínimo las boraciones-diluciones del primario y por tanto el volumen de residuos de baja actividad producidos, además de producir un mínimo aumento de los picos de potencia locales, lo cual contribuye a

Transitorio	Periodo	Paso de tiempo	Fenómeno	Ecuaciones
Lentos	Semanas Meses	1 Gwd/t	Quemado del combustible	Neutrónica estacionaria Quemado del combustible TH. simplificada
Intermedios	Horas Días	1/2 hora	Evolución del Xenon y Boro (maniobras operacionales)	Neutrónica estacionaria Quemado del combustible TH. simplificada
Rápidos	Segundos Minutos	0,001 s 1 s	Transitorios rápidos operacionales o accidentales	Cinética neutrónica (flujo+precursores) TH. Con hidrodinámica temporal

Tabla 1. Escala de los Fenómenos Temporales en el Núcleo.

preservar la integridad del combustible. Las estrategias se basan en los resultados de un extenso y sistemático estudio en 3D del núcleo con el SIMTRAN y su evolución durante las maniobras analizadas, concluyendo con los procedimientos operacionales optimizados en cada circunstancia dentro de las especificaciones técnicas e funcionamiento. De la aplicación de las estrategias propuestas se obtienen mejoras tangibles en la operación de la planta, en cuanto a su disponibilidad, a la reducción de residuos y a la conservación del combustible.

Para ello se ha analizado la criticidad del núcleo y del comportamiento de las distribuciones de potencia y de Xenón-135, y sus asimetrías axiales, según la posición del sistema de control, inserción de los bancos de control y concentración del ácido bórico en el primario.

Así se han desarrollado las estrategias de operación optimizada para controlar la asimetría axial de la potencia en:

- Cambios programados de nivel de potencia: procedimientos de vigilancia, calibraciones de la instrumentación, operaciones de mantenimiento en-línea. Rechazos de carga en modo de control automático.
- Arranque tras disparo del reactor, en función del tiempo de parada y quemado de ciclo.

Estas maniobras implican:

- Movimiento del banco de control para compensar las variaciones rápidas
- de reactividad, y para limitar la oscilación de ΔI .
- Cambios de la concentración de boro en el primario, mediante boraciones o diluciones.
- Cambios de concentración y oscilaciones axiales y radiales o azimutales del xenón, inducidas tanto por el cambio del nivel de potencia, como por la inserción o extracción del banco de control.

En consecuencia, durante las maniobras operacionales se ha de vigilar especialmente la asimetría axial de potencia ΔI , debida tanto a movimientos del banco de control, como a la oscilación axial del xenón, dada por ΔX_e . La vigilancia de ΔI se realiza actualmente dentro de la ETF denominada CAOC.

Así los modos de control en SIMTRAN son:

- Modo CAOC: mover simultáneamente el banco de control y el boro, manteniendo el ΔI próximo a la recta objetivo.
- Modo de boro constante: mover el banco de control para buscar critici-

dad, dentro de los límites de inserción y de la banda de ΔI permitidos.

- Modo de banco fijo: consiste en mantener fijo el banco de control.

Este modo de utilización se activa por el usuario en paralelo con la vigilancia en línea avanzando al tiempo y quemado deseado, partiendo del estado actual, p.e. tras disparo. Se pueden seleccionar maniobras de referencia pre-programadas o recomendadas, con rampas y niveles de espera a potencia y modos de control de la asimetría axial. Se puede reactualizar rápidamente desde un estado posterior real de vigilancia. El sistema permite una visualización de la predicción junto con la evolución real en línea, de cualquier parámetro histórico y de los diagramas de evolución y estabilidad.

Análisis dinámico 3D del núcleo para análisis de seguridad

Con SIMTRAN se pueden analizar a posteriori los transitorios rápidos que hayan podido suceder en la central, y demostrar el estado de seguridad de la planta.

Los transitorios se clasifican según la escala de tiempos en que suceden, los transitorios rápidos también pueden ser analizados puesto que SIMTRAN tiene incorporadas las ecuaciones de la cinética temporal.

Los transitorios rápidos que han sido analizados son los siguientes:

- a) Transitorios que producen un aumento inicial de potencia.
 - Extracción incontrolada de bancos (72 pasos/minuto)
 - Dilución de boro.
 - Enfriamiento de la rama fría (rotura de una línea de vapor).
 - Expulsión de una barra de control.
- b) Transitorios con reducción progresiva de la potencia.
 - Rechazo de carga o disparo de turbina.
 - Pérdida de vacío en el condensador.
 - Disparo de bombas de recirculación.
 - Caída de una barra.
 - Despresurización inicial del circuito primario.

CONCLUSIONES

El Sistema SEANAP para simulación de los núcleos PWR está en continuo desarrollo, incorporando nuevas metodologías y validaciones, y ha sido contrastado en sus distintas aplicaciones frente a las medidas en varias centrales nucleares españolas. En parte está

siendo incorporando a la plataforma europea de simulación NURESIM, y está siendo igualmente sometido a su validación en benchmark internacionales.

REFERENCIAS

1. D.Cuervo y otros, Participación española en el desarrollo de la plataforma europea para Simulación de Reactores Nucleares NURESIM, Nuclear España no 23, 2008.
2. J.Jimenez y otros, Descomposición espacial en subdominios para reactores de agua ligera a la escala de la barra de combustible, Reunión anual SNE, 2008.
3. J.M. Aragonés, y otros, Análisis de efectos de subcanales aplicado al núcleo de C. N. Ascó I, Nuclear España, 2007
4. J.A.Lozano, J.Jiménez, N.García-Herranz, J.M. Aragonés, "Extension of the analytic nodal diffusion solver ANDES to triangular-Z geometry and coupling with COBRA-IIIc for hexagonal core analysis". Annals of Nuclear Energy, 37, 380-388, 2010.
5. J.Jimenez "Whole Core Pin-by-Pin Coupled Neutronic-Thermal-hydraulic Steady state and Transient Calculations using COBAYA3, Pacific Basin Conference, Cancún, 2010
6. J.J. Herrero, A proposed parameterization of interface discontinuity factors depending on neighborhood for pin-by-pin diffusion computations for LWR, MC2011, Rio de Janeiro, 2011
7. J.A.Lozano, "Desarrollo de un código nodal analítico de difusión neutrónica en multigrupos para reactores en geometrías 3D rectangulares y hexagonales" Tesis Doctoral, UPM, 2010.
8. J.Jimenez, "Desarrollo e implementación de la descomposición en subdominios mediante disecciones alternadas al acoplamiento neutrónico-termohidráulico en PWR con un sistema de cálculo multiescala*". Tesis Doctoral, UPM, 2010. ■