

NUEVAS HERRAMIENTAS PARA EL CONTROL DE LA ESTABILIDAD

J. MELERA - M. ALBENDEA - A. ESCRIVÁ - J.L. MUÑOZ-COBOS -
M.E. MONTESINOS

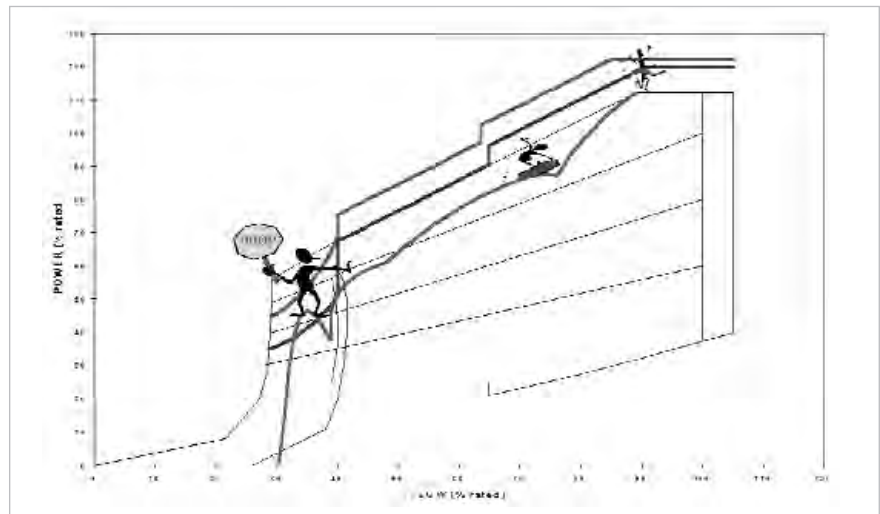
IBERDROLA INGENIERÍA y CONSTRUCCIÓN, IBERDROLA GENERACIÓN y la Universidad Politécnica de Valencia, están desarrollando un proyecto de I+D+I denominado DROP (Decay Ratio On-line Predictor), cuyo objetivo es crear una herramienta (predictor y monitor) para la vigilancia continua de la estabilidad termohidráulica durante la operación de reactores BWR.

Se pretende integrar DROP en 'CAPRICORE', el sistema de vigilancia del núcleo de CN Cofrentes para permitir a los supervisores conocer los márgenes de estabilidad durante la operación, simplificándose los arranques y paradas del reactor. En condiciones transitorias el conocimiento de la estabilidad del reactor podrá evitar paradas no programadas del reactor.

IBERDROLA INGENIERÍA y CONSTRUCCIÓN, IBERDROLA GENERACIÓN and the Polytechnical University of Valencia, are carrying out a project of R & D called DROP (Decay Ratio On-line Predictor) whose objective is to create a tool (predictor and monitor) for on-line monitoring of the thermal-hydraulic stability during the operation of BWR reactors.

DROP is intended to be integrated in 'CAPRICORE', the Core Monitoring System of Cofrentes NPP, to allow supervisors to know stability margins during the operation, simplifying reactor start-up and shutdown.

In transient conditions, the knowledge of reactor stability will avoid reactor unplanned shutdowns.



INTRODUCCIÓN

Uno de los aspectos de mayor preocupación durante los primeros años de la tecnología de los reactores de agua en ebullición (BWR) era la potencial susceptibilidad de estos grandes reactores a inestabilidades termohidráulicas, debidas al acoplamiento de la dinámica de generación de neutrones con la termohidráulica. Durante el proyecto Dresden [1] donde se construyó el primer reactor BWR comercial, de ciclo dual, los ingenieros electrónicos reconocieron que un BWR se comporta igual que un amplificador realimentado, pudiendo ser inestable si la fase de la señal de realimentación alcanza los 180° y la ganancia llega a la unidad.

En 1960 se realizaron pruebas en el reactor experimental EBWR [1] para estudiar la estabilidad a plena potencia. Estas pruebas mostraron que este reactor era muy estable en potencia con respecto a la reactividad del lazo de realimentación. Esto era debido al elevado valor de la constante de tiempo térmica del combustible (10 segundos), que permite atenuar la realimentación debida a la reactividad por huecos. A la vista de estos resultados, parecía claro que se podrían diseñar grandes BWR sin preocuparse de la estabilidad y, además, concentrarse en el diseño de ciclos simples, eliminando los generadores de vapor de ciclo dual, con lo cual se reducirían los costes de construcción, el mantenimiento y el tamaño de los edificios. Con estos resultados, y una serie de estudios teóricos

y experimentales adicionales, parecía que los problemas estaban resueltos.

Este estado de placidez duró hasta la década de los 80 cuando resurgieron incidentes de estabilidad manteniéndose, con más o menos fortuna, hasta nuestros días. Prácticamente, todos los reactores de tipo BWR, han experimentado este tipo de incidentes. Ellos fueron la consecuencia de modificaciones en el diseño del combustible para incrementar la densidad de potencia. La utilización de varillas de combustible con menor diámetro llevó a una dinámica más rápida del combustible, reduciendo la constante térmica del combustible. Adicionalmente la operación con relaciones de potencia-caudal más altas, modificándose el dominio de operación y la optimización de la carga de combustible (perfiles radiales

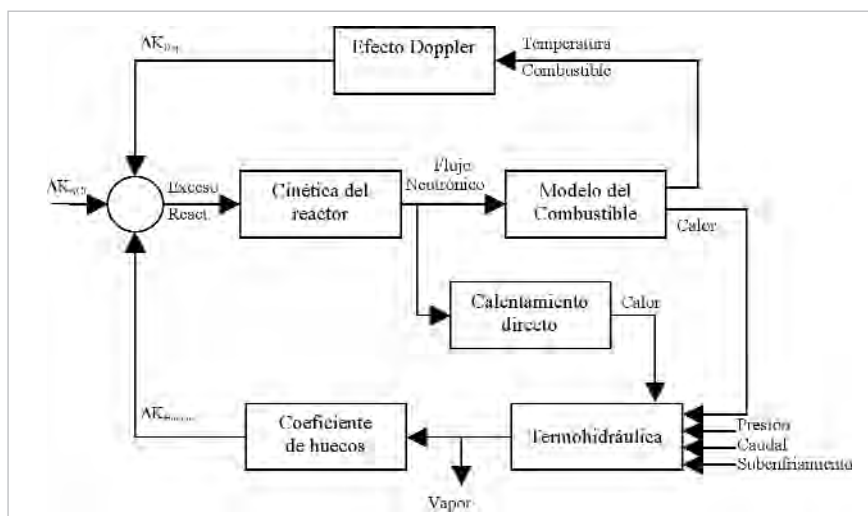


Figura 1. Esquema de la dinámica de un reactor BWR

y axiales de potencia más agresivos) han provocado un incremento de la probabilidad de inestabilidades.

FENOMENOLOGÍA DE LOS TIPOS DE OSCILACIONES MÁS COMUNES EN REACTORES BWR

De todos los mecanismos existentes, el dominante en las inestabilidades de los reactores BWR es el acoplamiento de la inestabilidad termohidráulica de ondas de densidad con la realimentación neutrónica.

En los reactores BWR, el agua se distribuye entre el baipás (caudal de derivación) y los elementos combustibles dispuestos como canales paralelos, sometidos a una condición de contorno común de presión diferencial entre los plenos superior e inferior. El agua juega un doble papel como refrigerante y moderador. Pueden considerarse dos lazos dinámicos que interactúan entre sí: un lazo neutrónico que controla la

manera en que el calor se produce y un lazo termohidráulico donde las características del flujo determinan la tasa de transferencia de calor, la densidad del refrigerante y la distribución de caudales dentro del núcleo del reactor. El acoplamiento de estos dos lazos dinámicos es a través de la dependencia con la densidad de las características de moderación neutrónica del fluido refrigerante. Cambios en la densidad del refrigerante alteran el balance de la población neutrónica en el núcleo, provocando variaciones en la potencia generada que a su vez afecta a la densidad del refrigerante.

La interrelación de los mecanismos físicos que gobiernan la respuesta dinámica de un núcleo BWR se representa esquemáticamente en la figura 1.

Como se muestra en esta figura, un movimiento de barras de control o cambios en las condiciones del refrigerante, tales como subenfriamiento de entrada, caudal o presión pueden pro-

vocar una perturbación de reactividad que afecte al núcleo. Cualquiera de estas perturbaciones provocan un cambio en la población neutrónica que varía la cantidad de vapor (fracción de huecos) en el núcleo, la cual afecta a su vez a la población neutrónica. Si no existieran retrasos en la respuesta temporal de los procesos físicos involucrados en la respuesta del sistema a una perturbación, la posibilidad de inestabilidades dinámicas u oscilaciones sobre una nueva situación de equilibrio no existiría. Sin embargo, la combinación del retraso temporal asociado a la transmisión de calor transitoria en el combustible (5-7 segundos) y el tiempo finito de propagación de las perturbaciones de fracción de huecos u ondas de densidad pueden ocasionar oscilaciones de potencia automantenidas. El valor absoluto del coeficiente de huecos, la longitud de ebullición en el núcleo, el tiempo que tarda en propagarse la onda de densidad son, los parámetros más importantes que influyen en la estabilidad dinámica de los reactores BWR.

TIPOS DE OSCILACIONES

Los reactores BWR pueden experimentar dos modos de oscilación: oscilaciones globales y regionales. A estos tipos de oscilaciones se les da el nombre de oscilaciones en fase y fuera de fase. En las primeras la potencia y el caudal de entrada de la gran mayoría de los canales del núcleo oscila en fase y se comporta todo el núcleo como un único canal.

En las oscilaciones regionales la potencia de una determinada región del núcleo oscila fuera de fase con respecto a otra región en el núcleo. El caudal en estas dos regiones también presenta un comportamiento fuera de fase. La

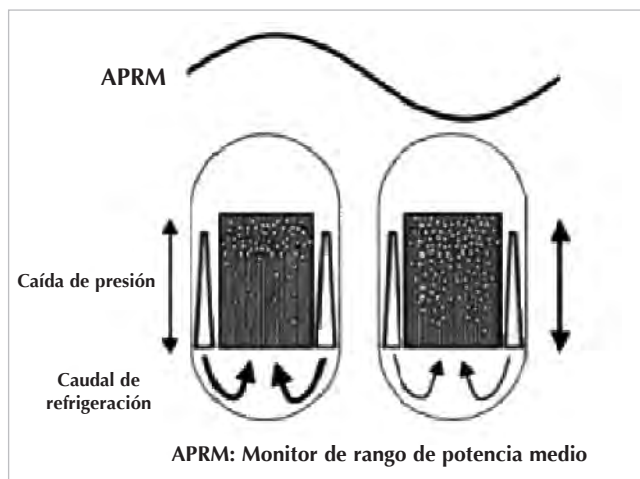


Figura 2. Oscilaciones en fase.

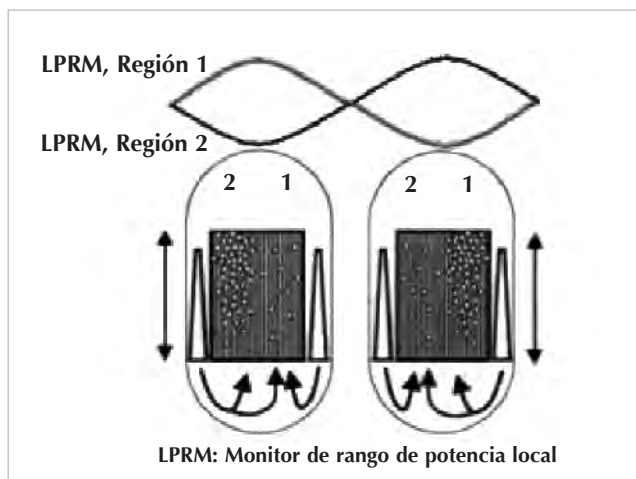


Figura 3. Oscilaciones fuera de fase.

fracción de huecos en cada región tiene un comportamiento opuesto al flujo de tal forma que la caída de presión es la misma en las dos regiones y se mantiene prácticamente constante con el tiempo.

FACTORES QUE INFLUYEN EN UNA INESTABILIDAD

La mayor parte del dominio de operación de un reactor BWR es estable. En general hay un incremento gradual de la probabilidad de inestabilidades conforme la operación se desplaza hacia la zona izquierda del mapa de operación, operación con caudales bajos, siendo esta máxima en los puntos de máxima potencia y mínimo caudal (figura 4).

Los factores que más influyen en la estabilidad son los siguientes:

i) Operación con bajos caudales. A bajos caudales se presentan tiempos mayores en la propagación de las ondas de densidad, por lo que la operación a bajo caudal (arranques, paradas) es más susceptible de inestabilidades.

ii) Longitud de la columna bifásica. Debido a que la caída de presión local es sensible a la fracción de huecos, si se inicia la ebullición en la parte inferior del canal se presentan tiempos mayores en la propagación de las ondas de densidad. La altura de la columna bifásica dividida por la velocidad de flujo nos da una medida del retraso de la propagación de la onda de densidad. Perfiles axiales de potencia picados hacia abajo favorecen la existencia de extensas columnas bifásicas.

iii) Fracción de huecos. Mayores valores de fracción de huecos implican mayor caída de presión, lo que se traduce en una mayor ganancia en la realimentación.

iv) Coeficientes de huecos. Cuanto más negativo sea el coeficiente de reactividad mayor será la realimentación neutrónica y, por lo tanto, más desestabilizará el núcleo.

El inicio de la ebullición en los canales es controlable mediante esquemas de barras de control, es posible elevar el pico axial de potencia, con lo que se reduce el tamaño de la columna bifásica, estabilizándose el canal.

El coeficiente de huecos es dependiente del quemado del ciclo, por lo que la realimentación neutrónica varía con él.

FIGURA DE MÉRITO

El parámetro que se utiliza para medir la estabilidad es la razón de decaimiento o "Decay Ratio" (DR).

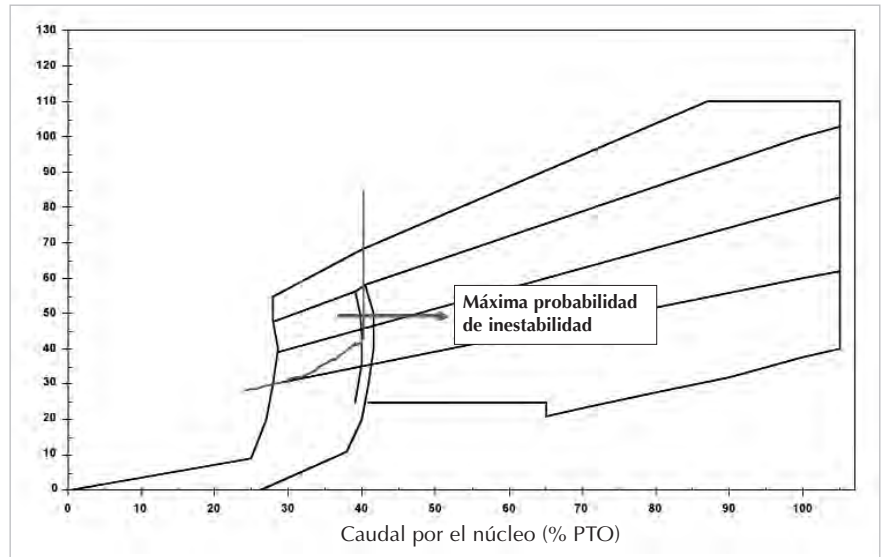


Figura 4. Mapa de operación de un reactor BWR.

Los dos métodos básicos empleados para evaluar el DR a partir de una señal neutrónica se basan en la respuesta de impulso obtenida de un modelo autoregresivo o de la función de autocorrelación de la señal. Para estos métodos el DR se determina mediante el cálculo del cociente entre dos máximos consecutivos de estas funciones.

El DR del núcleo de un BWR, matemáticamente puede obtenerse mediante códigos de cálculo analíticos en el dominio de la frecuencia (LAPUR, FABLE, ODYSY, STAIF) o en el dominio de tiempos (TRAC-GE, RAMONA, SIMULATE-3K). Si el valor obtenido es inferior a la unidad, $DR < 1$, el núcleo sería estable; si se le sometiera a una perturbación, la potencia oscilaría de manera amortiguada hasta un nuevo estado estacionario final.

METODOLOGÍAS DE CONTROL DE ESTABILIDAD

En 1992, la inestabilidad ocurrida en la planta WNP-2 (Washington Nuclear Plant) fue determinante para que el organismo regulador americano, NRC, exigiera una solución definitiva.

Aunque en los sucesos de inestabilidades ocurridos hasta la fecha no se cuestionó la seguridad de la planta y se mantuvo la integridad del combustible, desde el punto de vista de licenciamiento la solución definitiva implicaba la demostración del cumplimiento de los criterios generales de diseño GDC 10 (mantenimiento de la integridad del combustible) y GDC 12 (supresión de inestabilidades termohidráulicas) del 10 CFR parte 50 apéndice A.

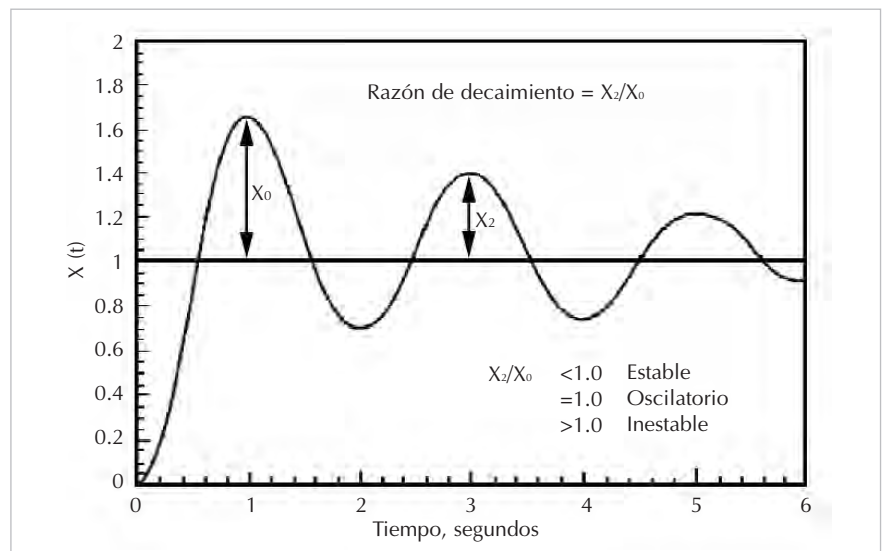


Figura 5. Representación del "Decay Ratio".

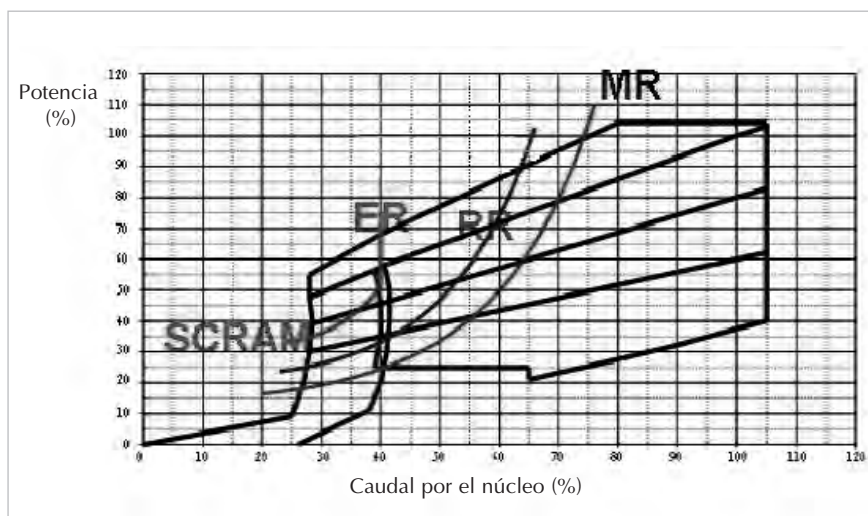


Figura 6. Regiones asociadas a la Metodología E1A

Varias soluciones definitivas se desarrollaron por el BWROG (grupo de propietarios de reactores BWR) dependiendo del tipo específico de reactor, planteándose diferentes filosofías. Por ejemplo, para reactores BWR/6, se plantearon:

- Metodologías de detección y supresión de inestabilidades (OPCION III). En estas metodologías las soluciones llevan asociadas hardware y software para detección y supresión de oscilaciones de potencia debidas a inestabilidades de potencia. Está diseñada para detectar el inicio de una oscilación termohidráulica e insertar barras de control para terminar con la oscilación antes de que su amplitud haya crecido significativamente.
- Metodologías de prevención de inestabilidades (Metodología E1A). Estas metodologías están diseñadas para prevenir la operación en la región del mapa de operación más susceptible a oscilaciones, mediante la definición de unas regiones en el Mapa de Operación en las que se aplican ciertas restricciones operativas (figura 6).
- Región de exclusión (ER), con una protección de scram automático asociada a esta región. No se puede operar dentro de esta región
- Región restringida (RR), para poder operar en esta región se requieren acciones de control de estabilidad. Estas acciones consisten en esquemas de barras de control superficiales que afectan el perfil axial medio de potencia, elevando el inicio de la ebullición en los canales. Adicionalmente, un bloqueo automático de extracción de barras se asocia a esta región.
- Región Vigilada (MR). En esta región, una inestabilidad es sólo posible en condiciones muy extremas, que excedan las bases de diseño. En esta re-

gión el único requerimiento consiste en la instalación de un sistema automático de detección de inestabilidades basado en el periodo (PBDS).

En España el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), solicitó la implantación de alguna de estas soluciones en los reactores españoles afectados, implantándose en cada uno de ellos la metodología considerada más adecuada para cada tipo de reactor. Así, CN Cofrentes adoptó la solución E1A y CN Santa Mª de Garoña la 1-D.

PROYECTO DROP

Ambas metodologías cumplen adecuadamente con los requisitos de seguridad establecidos, pero hay otros aspectos importantes como son la disponibilidad de la planta y la simplificación las maniobras de cambio de potencia, durante los arranques y paradas que sería necesario tener en cuenta.

Otro punto a considerar es que ninguna de las metodologías existentes, disponen de herramientas que permitan la predicción del margen de estabilidad del reactor.

En las metodologías de prevención, la definición de las regiones está basada en cálculos de DR en las condiciones más conservadoras de reactividad. Existe un requisito sobre la vigilancia del inicio medio de la ebullición de los canales para la operación en la Región Restringida (RR), durante los arranques y paradas del reactor. La dependencia de la realimentación neutrónica con el quemado hace que en determinados momentos del ciclo este requisito sea excesivamente conservador. Si se dispusiera de una herramienta que permitiera anticipar el DR durante la operación, los requisitos de vigilancia del inicio medio de la ebullición de los ca-

nales podrían ser menos restrictivos, simplificando los esquemas de barras de control en situaciones donde la maniobra puede ser muy compleja [2].

En las metodologías de detección y supresión, disponer de una herramienta que estimara el DR instantáneo, indicaría el margen del que se dispone frente a una inestabilidad, evitando una parada no programada del reactor.

IBERDROLA INGENIERÍA y CONSTRUCCIÓN, IBERDROLA GENERACIÓN y la Universidad Politécnica de Valencia, están desarrollando un proyecto de I+D+I denominado DROP (Decay Ratio On-line Predictor), cuyo objetivo es desarrollar un "predictor" para el cálculo del margen de estabilidad en reactores nucleares de agua en ebullición e implementarlo en la CN de Cofrentes.

El programa que se emplea para el cálculo de los parámetros que definen la estabilidad operacional de un BWR es LAPUR5 [3, 4]. Consta de dos módulos: LAPURX, que calcula las condiciones termohidráulicas en estado estacionario, LAPURW, que calcula la razón de amortiguamiento o "decay ratio" en el dominio de la frecuencia. Las condiciones neutrónicas y termohidráulicas del núcleo se calculan con el simulador 3D del núcleo SIMULATE-3.

Este programa se utiliza actualmente para el cálculo de los valores de DR requeridos para la definición de las regiones E1A en CN Cofrentes [2]

Dentro del proyecto DROP se han realizado las siguientes actividades:

Se han mejorado los modelos termohidráulicos y neutrónicos del programa LAPUR con el objetivo de que sean una réplica exacta de los modelos del simulador del sistema de vigilancia del núcleo del reactor [7, 8, 9, 10 y 11] aumentando su precisión y capacidades para acoplarlo al sistema de vigilancia del núcleo del reactor, CAPRI-CORE [5].

Se ha generado un software [9] que permite el acoplamiento automático de LAPUR con SIMULATE-3 para obtener valores de DR durante la operación sin que se requiera la intervención de los Supervisores de Ingeniería Nuclear.

Del 26-28 de Septiembre de 2005 se celebró un Workshop sobre Estabilidad del BWR en CN Cofrentes con la participación de supervisores de Ingeniería Nuclear de CN Cofrentes, S. M. de Garoña y KKL (Suiza), así como con la del experto en inestabilidades J. A. March-Leuba del Laboratorio Nacional de Oak Ridge. Las conclusiones del Workshop reforzaron nuestra opinión sobre la viabilidad y utilidad del sistema DROP.

Se está iniciando el desarrollo de un monitor de estabilidad que permita obtener valores de DR a partir del análisis de la señal, como verificación del sistema de predicción. La señal de flujo neutrónico fluctúa de forma aleatoria alrededor de su valor medio. El análisis de los componentes de la señal permite la determinación de la estabilidad de un BWR [1].

El uso de un "predictor" y un monitor de estabilidad permitiría conocer el margen de estabilidad de un BWR en todo momento.

CONCLUSIONES

Con herramientas predictivas de la estabilidad durante la preparación de maniobras los supervisores de ingeniería nuclear se pueden anticipar, analizando el margen de estabilidad antes de cada maniobra, y de esta manera predecir adecuadamente cada situación operativa.

El sistema DROP incorporado en el sistema CAPRICORE de vigilancia permitirá a los supervisores poder garanti-

zar amplios márgenes de estabilidad sin necesidad de definir complejos esquemas de barras de control y maniobras, con la consiguiente simplificación de los arranques y paradas.

En condiciones transitorias el conocimiento de la estabilidad del reactor podría evitar paradas no programadas del reactor.

REFERENCIAS

1. "State of the Art Report on BWR Stability (SOAR ON BWRs)" NEA / CSNI / R(96)21, Jan. 1997
2. J. Melara, F. Castrillo "Metodología para la evaluación de la estabilidad termohidráulica en reactores de agua en ebullición (BWR) basada en el código LAPUR" Reunión anual de la SNE Valladolid 1998
3. P.J. Otaduy-Bengo. "Modeling of the Dynamic Behavior of Large Boiling Water Reactor Cores". Ph. D. dissertation, University of Florida. 1979.
4. A. Escrivá, J. March-Leuba. "LAPUR5.2 Verification and User's Manual". NUREG / CR-6696. February 2001
5. M. Albendea, A. Crespo "CAPRICORE: A New on-line Monitoring System" EPHI-

SOR 2000 ANS International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium.

6. J. Melara Y. Tofiño A. Escrivá J. L. Muñoz Cobos M. Albendea "Ventajas del Sistema DROP: evaluación de los márgenes de estabilidad en un arranque de CN Cofrentes." SNE Alicante 2004

7. A. Escrivá J. L. Muñoz Cobos J. Melara, A. Expósito M. Albendea "Implementación de área variable en el código LAPUR " SNE 2003 Zaragoza

8. J. Melara, A. Expósito A. Escrivá J. L. Muñoz Cobos M. Albendea "Validación De Nuevos Modelos Termohidráulicos Incorporados en Lapur" SNE 2003 Zaragoza

9. Y. Tofiño "Predictor de estabilidad para la vigilancia continua de un reactor tipo BWR" Proyecto Fin de Carrera. ETSI de Minas. Premio Mejor Proyecto Fin de Carrera SNE 2004.

10. A. Escrivá, J. L. Muñoz Cobos, J. Melara, Y. Tofiño, M. Albendea "Implementación de la Cinética 1-D en el código Lapur" SNE Alicante 2004.

11. A. Escrivá J. L. Muñoz Cobos J. Melara "Upgrade of the Thermalhydraulic Capabilities of the Stability Code LAPUR 5, for the New Fuel Type Designs" NURETH-11 Octubre 2005.



José Luis MUÑOZ-COBO, Catedrático de Ingeniería Nuclear de la Universidad Politécnica de Valencia, Miembro fundador del instituto de ingeniería energética de la UPV, ha trabajado en numerosos proyectos con la industria nuclear y las instituciones nacionales y comunitarias en los campos de la termohidráulica y la neutrónica, es miembro del consejo editorial de la revista Annals of Nuclear Energy y ha publicado mas de 200 trabajos en las principales revistas del campo y en las actas de los principales congresos.

José MELARA SAN ROMÁN es licenciado en Física Fundamental y Máster en Energía Nuclear CIEMAT-UAM. En 1998 se incorporó a IBERINCO para formar parte del equipo GIRALDA de desarrollo de metodologías independientes para el Estudio de Seguridad de la Recarga en CCNN, participando desde entonces en su aplicación para diferentes análisis de seguridad, especialmente en estabilidad del reactor y transitorios, para las recargas 11-15 de CN Cofrentes. Actualmente pertenece a la sección de Ingeniería de Combustible de la División de Generación Nuclear de IBERINCO.



Maria Elena MONTESINO es Ingeniera Termofísica, titulada en el año 1986, Doctor en Ciencias Técnicas en 1998. Es Catedrática desde 1999. Desarrolla su labor investigadora en el tema de estabilidad de reactores y procesamiento de señales, donde colabora con el grupo de termohidráulica de la UPV. Es autor de más de 50 artículos científicos y de ponencias presentadas en congresos.



Manuel ALBENDEA DARRIBA es licenciado con grado en Ciencias Físicas por la Universidad Autónoma de Madrid (1980) y Diplomado en Ingeniería Nuclear por la Junta de Energía Nuclear (1982), año que se incorpora al Instituto Tecnológico de Posgraduados. En 1984 ingresa en el Departamento de ingeniería y Análisis Nucleares de Hidroeléctrica Española. En la actualidad pertenece a la Sección de Combustible Nuclear de la Dirección de Producción Nuclear de IBERDROLA, siendo responsable del desarrollo e instalación de los sistemas DROP y CAPRICORE (Predictor de estabilidad de reactores BWR y Computador de proceso independiente de los suministradores de combustible). Ha participado en el arranque de varias centrales nucleares en el área de adquisición y tratamiento de datos.



Alberto ESCRIVÁ es Doctor Ingeniero Industrial por la Universidad Politécnica de Valencia (UPV) desde 1998. En 1996 entra como profesor de Termohidráulica, Seguridad Nuclear y Física Nuclear en dicha Universidad. Es miembro desde su formación del Grupo de Termohidráulica e Ingeniería Nuclear del Instituto de Ingeniería Energética de la UPV. Ha participado en varios Proyectos de Investigación Internacionales y ha realizado más de 30 publicaciones internacionales.