

Análisis de inestabilidades en BWR con el código acoplado 3D RELAP5/PARCSv2.7. Aplicación al evento sucedido en Oskarshamn-2 en 1999.

M. García-Fenoll, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú
Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental, Universitat Politècnica de València.

mfenoll@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es.

Resumen – En este estudio se presentan parte de los trabajos que se están llevando a cabo en el marco del benchmark ‘OECD/NEA Oskarshamn-2 (O2) BWR Stability Benchmark for Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis in Modelling’. El objetivo es simular el evento de inestabilidad registrado el 25 de Febrero de 1999 en la central sueca Oskarshamn-2 con el código acoplado RELAP5/PARCSv2.7.

In this work, part of our works in the frame of the OECD/NEA Oskarshamn-2 (O2) BWR Stability Benchmark for Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis in Modelling are shown. The objective is to simulate the instability event registered in February 1999 at the Swedish NPP Oskarshamn-2 with the coupled code RELAP5/PARCSv2.7.

1. INTRODUCCIÓN.

Una parte importante de los análisis de seguridad en reactores de tipo BWR es el análisis de estabilidad. La gran influencia de la realimentación termohidráulica en la cinética del reactor y la importancia del flujo bifásico de refrigerante a través de éste suponen un desafío a la comunidad científica y, si bien es un área de investigación muy prolífica durante las últimas décadas [1], [2], [3], [4], la validación y mejora de códigos y metodologías de análisis de estabilidad en BWR sigue estando a la orden del día. La utilización de datos reales de planta para la validación y mejora de estas herramientas es una gran oportunidad, y en ese contexto se enmarca el presente trabajo.

En 2010 empieza el ‘OECD/NEA Oskarshamn-2 Stability Benchmark’ [5] para la validación y mejora de la precisión de los códigos acoplados en la simulación de accidentes más allá de la base de diseño.

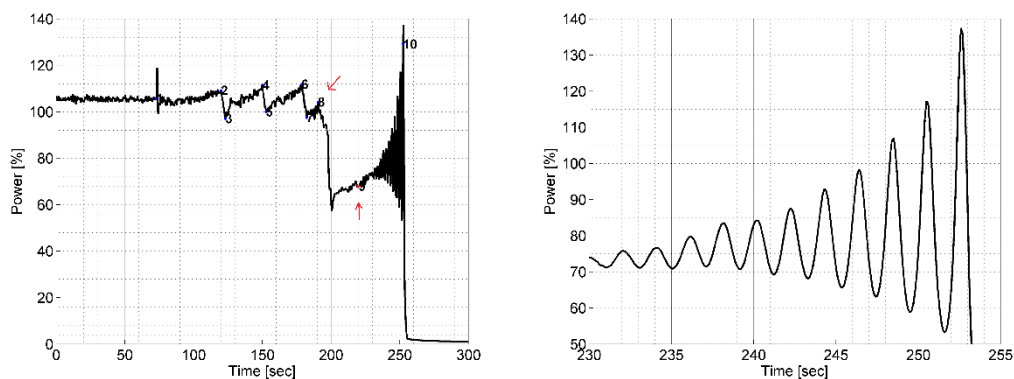


Figura 1 Evolución de la potencia durante el evento y detalle de las oscilaciones divergentes.

Este *benchmark* reúne los datos recogidos durante el evento ocurrido en la central nuclear Oskarshamn-2, en febrero de 1999, cuando un transitorio provocado por un mal funcionamiento de una señal de disparo culminó en la aparición de oscilaciones de potencia divergentes que, finalmente, provocaron el disparo automático del reactor. La figura 1 muestra la evolución del transitorio.

Oskarshamn-2 es un reactor nuclear tipo BWR. Las condiciones de operación en el momento del comienzo del evento eran una potencia térmica de 1802 MW (el 106,1% de la nominal) y un flujo másico total de 5500 kg/s (el 71,2% del nominal).

Las oscilaciones divergentes empezaron tras un SCRAM parcial manual. Esta acción llevó al reactor a las siguientes condiciones de operación: 67,9% de la potencia nominal (1154.3 MW) y 34.3% del flujo másico (2651 kg/s). Estas condiciones corresponden al punto 9 del transitorio.

Se ha realizado un análisis de estabilidad 3D en el dominio del tiempo, utilizando el código acoplado RELAP5/PARCSv2.7 [6], [7]. El objetivo es reproducir el comportamiento del punto 9 del *benchmark* y entender los mecanismos físicos que originan las oscilaciones de potencia divergentes observadas.

En trabajos previos [8] se ha desarrollado un procedimiento para la simulación. Este procedimiento incluye la obtención de los modos Lambda para la correcta definición del núcleo y para la inducción posterior de perturbaciones en éste.

2. MODELO NEUTRÓNICO/TERMOHIDRÁULICO.

El código acoplado utilizado para las simulaciones es RELAP5/PARCSv2.7.

En RELAP5, el núcleo del reactor, que tiene un total de 444 canales termohidráulicos, se ha modelado con 78 componentes. La figura 2 muestra la asignación radial de canales a cada nodo (incluyendo el *bypass* como canal 250). Las características de diseño de los elementos combustibles se han tomado de la referencia [5].

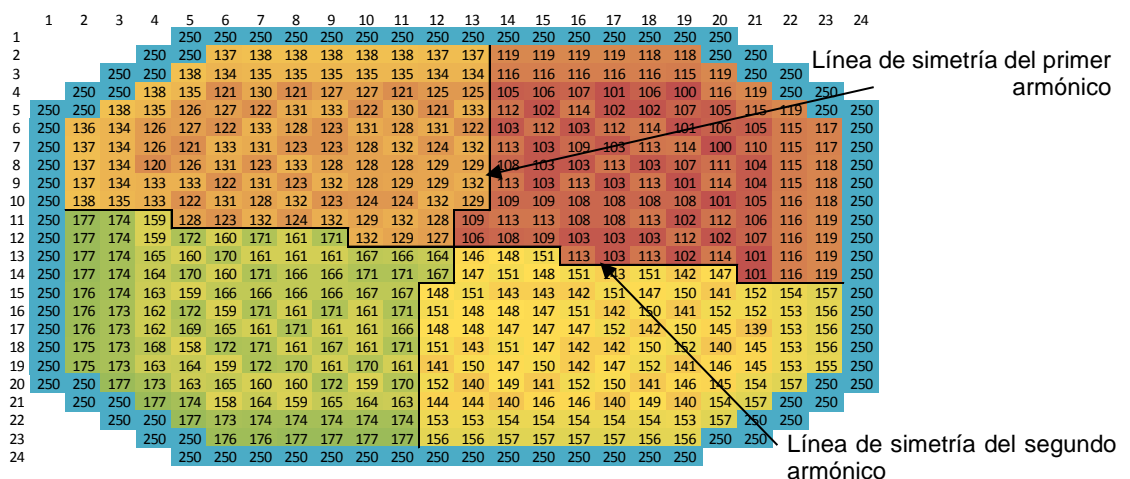


Figura 2. Canales termohidráulicos.

La correspondencia de los nodos termohidráulicos y neutrónicos (*mapping*) se realizó [8] a partir de los modos Lambda obtenidos con el código VALKIN [9]. VALKIN es un código neutrónico 3D desarrollado por la Universidad Politécnica de Valencia (UPV), capaz de integrar la ecuación de difusión neutrónica dependiente del tiempo en la aproximación de dos grupos de energía, utilizando un método nodal modal. Los datos de entrada para este código son los valores de las secciones eficaces, la geometría del núcleo y ciertos parámetros numéricos. Con este código es posible, además, obtener la evolución del flujo neutrónico y sus armónicos durante un transitorio.

El modelo termohidráulico incluye el núcleo del reactor y la representación de la vasija mediante componentes *branch* y *annulus*, las conducciones de alimentación de agua y de salida de vapor, la bomba de recirculación y sus correspondientes entrada y salida, y el separador. La figura 6 muestra la representación con el programa SNAP del modelo en RELAP5:

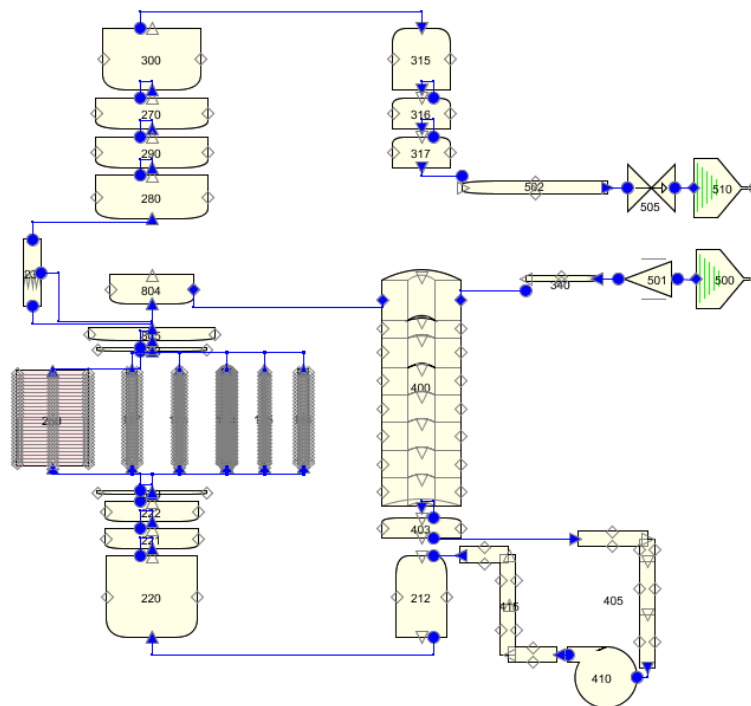


Figura 3. Modelo de RELAP5 representado en SNAP.

Para el cálculo neutrónico del núcleo se utiliza el código PARCSv2.7. Se trata de un simulador tridimensional del núcleo del reactor desarrollado en la Universidad de Purdue. Este simulador puede resolver el estado estacionario y transitorio, y la ecuación de difusión para predecir la respuesta dinámica del reactor frente a perturbaciones de la reactividad, como movimiento de barras de control o cambios en la temperatura o las condiciones del fluido en el núcleo del reactor.

Para resolver la ecuación de la difusión en dos grupos de energía en geometrías 3D el método ANM/NEM (HYBRID) es el recomendado por el manual y en nuestro caso es también el método con el cual se obtienen mejores resultados comparándolos con SIMULATE-3.

Radialmente, el modelo en PARCSv2.7 se ha realizado uno a uno, es decir, cada elemento combustible está representado por un nodo radial. El núcleo resultante se rodea con nodos representando el reflector. Axialmente, el núcleo se ha dividido en 27 niveles, dos de ellos correspondientes a los reflectores axiales superior e inferior.

El modelo neutrónico se obtiene a partir de la información sobre el núcleo proporcionada por el *benchmark*.

3. RESULTADOS.

Las condiciones de contorno aplicadas al transitorio se han obtenido directa o indirectamente de los datos del *benchmark*.

El transitorio simulado empieza de unos 70 segundos de transitorio nulo, seguidos por los cambios en las condiciones de contorno necesarios para conducir al núcleo a los puntos de operación a través de los que se desarrolló el evento de inestabilidad (figura 1).

En cierto punto del transitorio, los operarios realizaron un SCRAM parcial manual, modificando la posición de dos de los bancos de barras tal y como se puede observar en la figura 4. Este movimiento de barras se introduce a través del código PARCSv2.7.

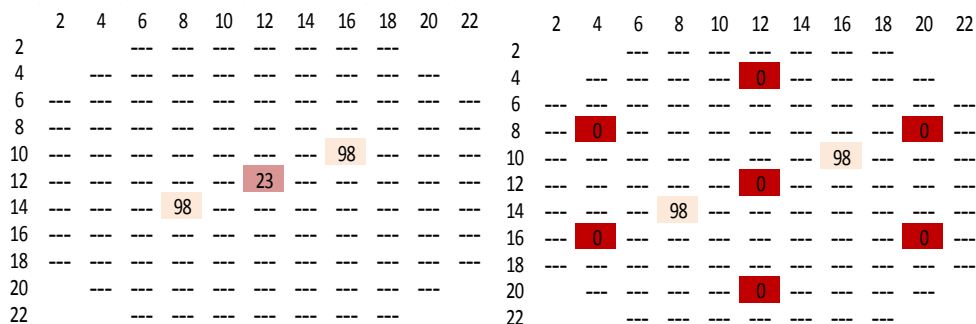


Figura 4. Posición inicial de las barras de control (izquierda) y posición tras el SCRAM manual (derecha).

Los organizadores del *benchmark* proporcionan dos temperaturas para el agua de alimentación: FW1 y FW2, medidas cada una de ellas para cada uno de los trenes de agua de alimentación que llevan el refrigerante al núcleo.

Sin embargo, para conseguir simular la potencia del reactor y que esta se aproxime a la real, debe utilizarse una tercera evolución de dicha temperatura: la descrita en la documentación del *benchmark*, apéndice A, que tiene en cuenta las diferencias entre la temperatura real del refrigerante y la medida por los distintos termopares, debidas a la transmisión de calor a través del material de la conducción que los separa. En la figura 5 podemos observar cómo evolucionan estos parámetros a lo largo del transitorio.

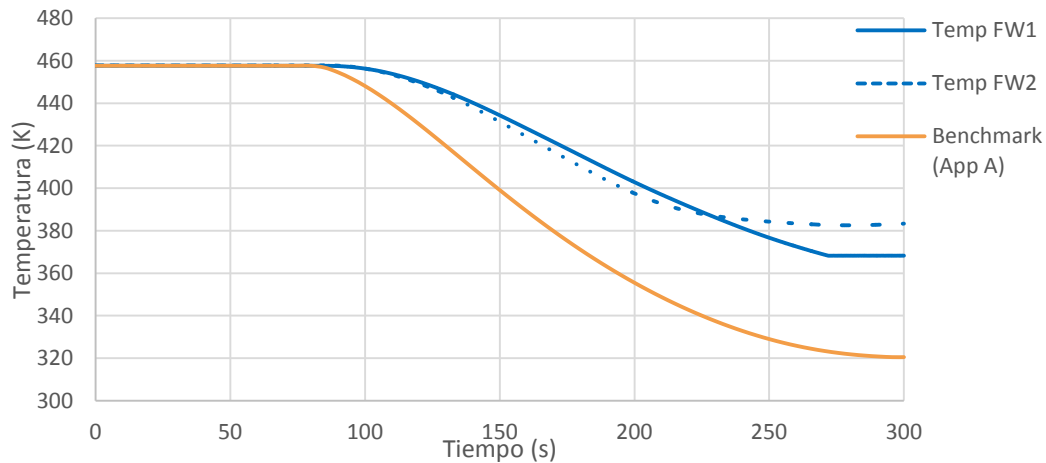


Figura 5. Condiciones de contorno: Temperatura de entrada del refrigerante.

La velocidad angular de la bomba de recirculación no es conocida. Como aproximación, se toma el caudal registrado en ésta durante el evento (*Reference* en la figura 6), y se ajusta hasta conseguir los resultados idóneos.

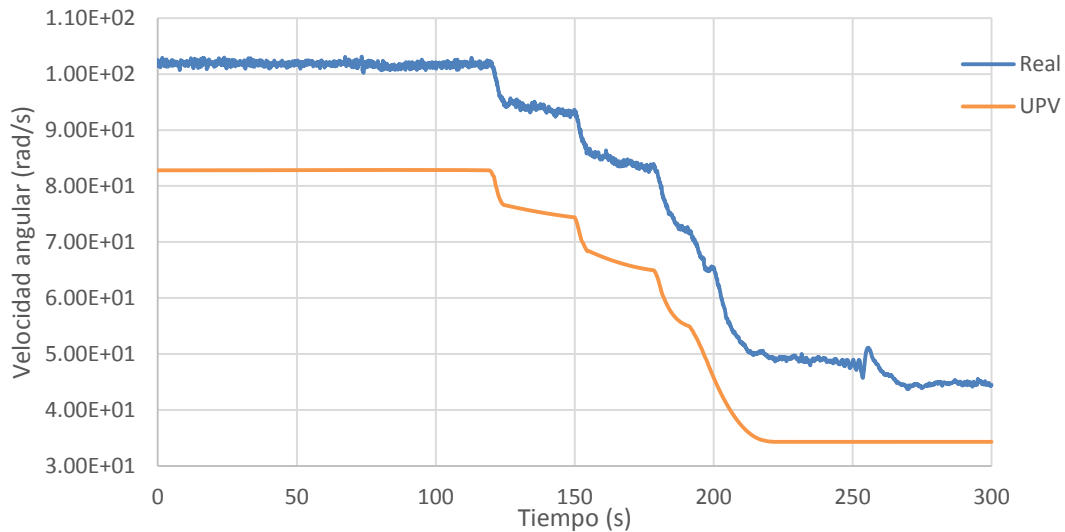


Figura 6. Condiciones de contorno: Velocidad angular de la bomba de recirculación.

El caudal de entrada de refrigerante al núcleo se toma de los datos registrados durante el evento (figura 7), así como la presión en la salida de vapor (figura 8).

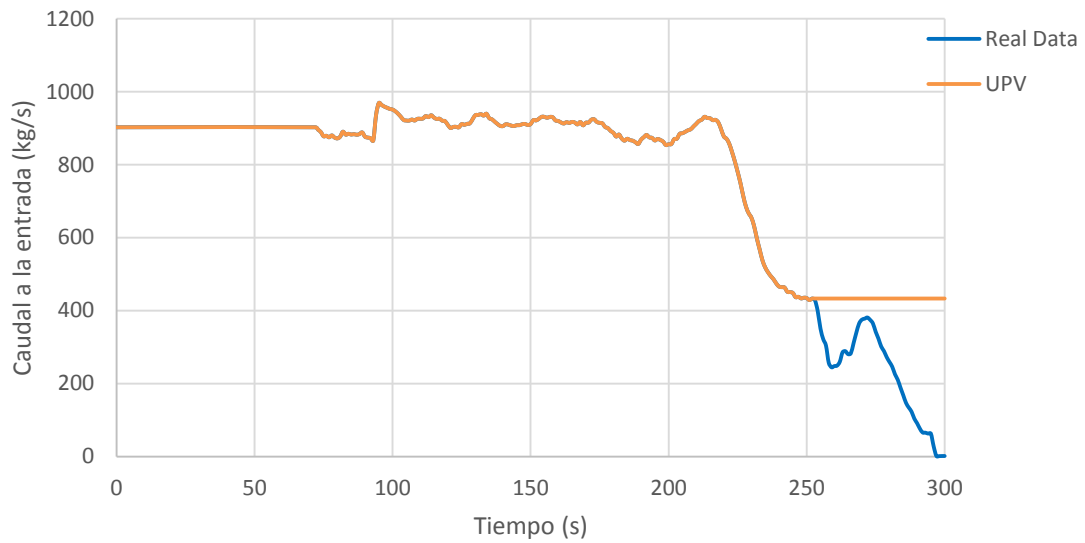


Figura 7. Condiciones de contorno: caudal a la entrada del núcleo.

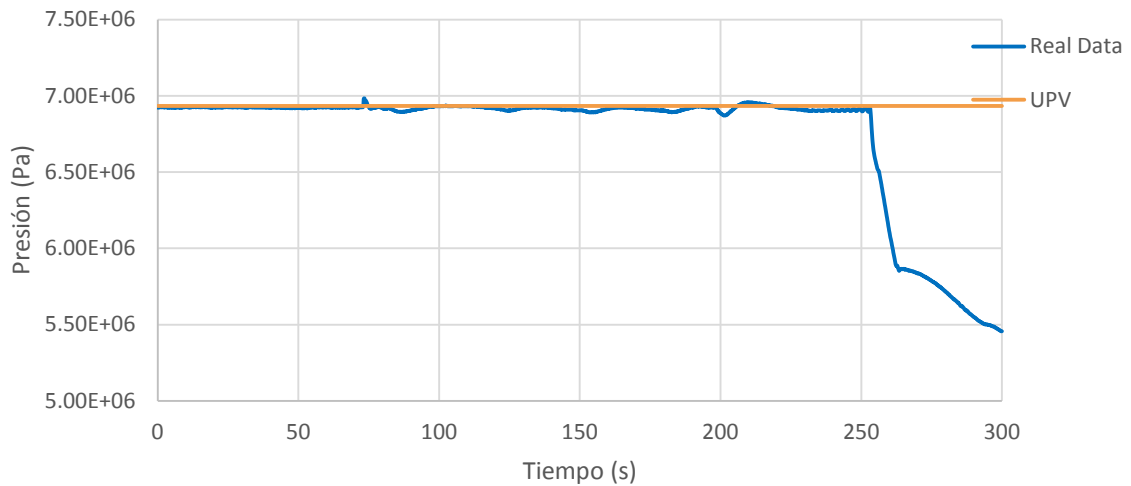


Figura 8. Condiciones de contorno: Presión en la salida de vapor.

Con estas condiciones de contorno, los resultados se muestran a continuación. El caudal de recirculación obtenido se aproxima mucho al real (Figura 9).

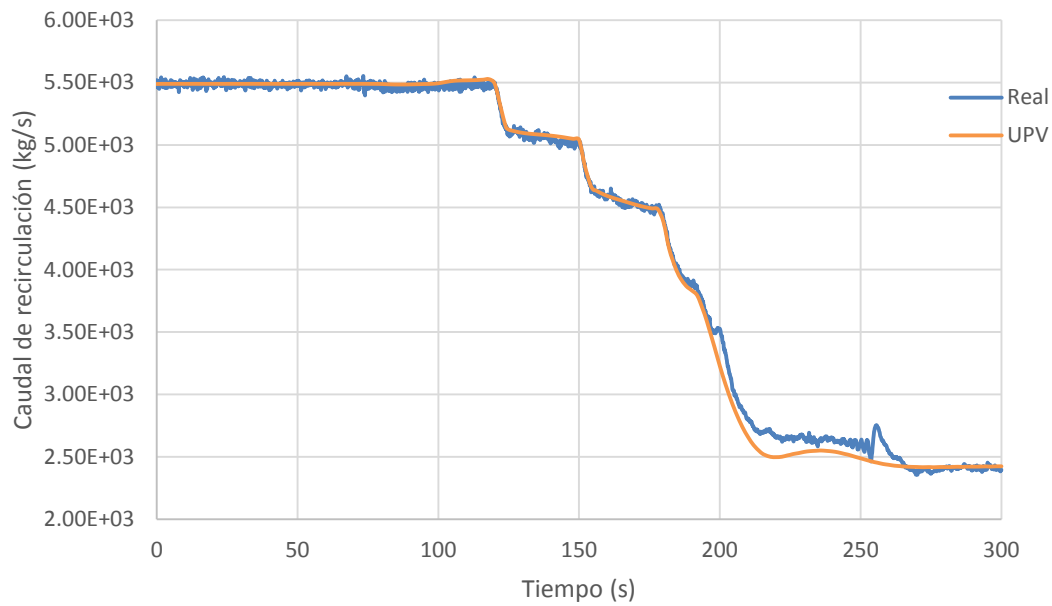


Figura 9. Caudal de recirculación durante el transitorio.

La evolución de la potencia obtenida es la representada en la figura 10. Las variaciones de potencia debidas a la disminución de temperatura y a la modificación de la velocidad de las bombas se reproducen correctamente, al igual que el SCRAM manual.

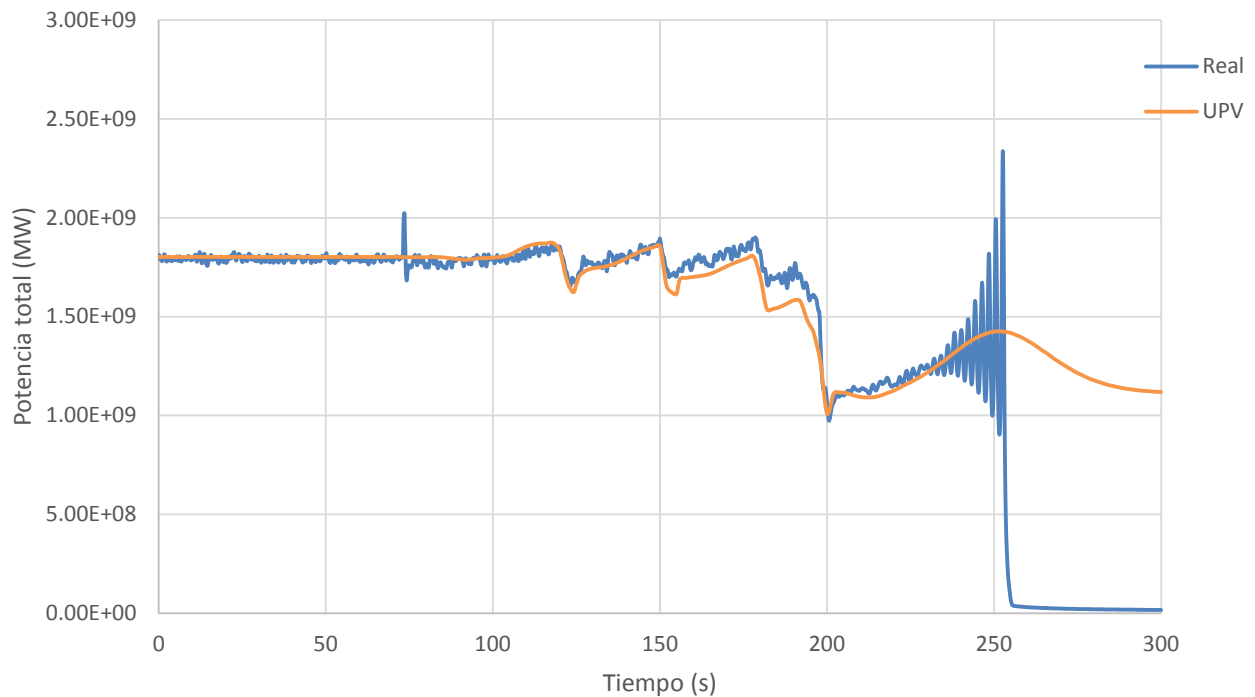


Figura 10. Evolución de la potencia durante el transitorio.

El punto de comienzo de la inestabilidad no se alcanza perfectamente aunque se acerca (figura 11).

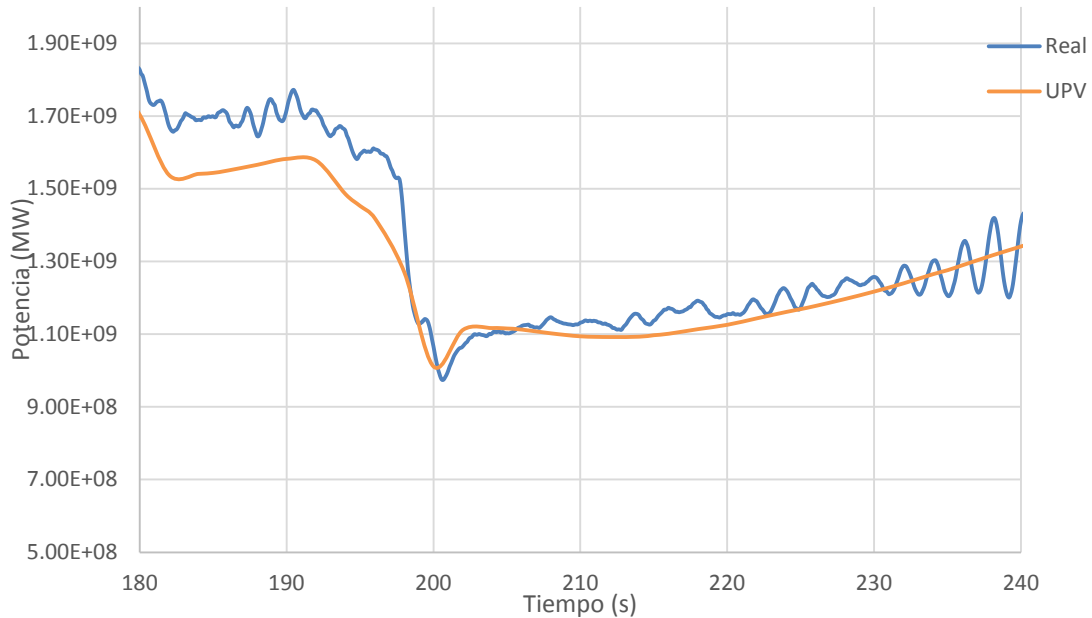


Figura 11. Evolución de la potencia durante el transitorio. Detalle.

Sin embargo, no aparece oscilación a partir de este punto, por lo que se puede considerar que el modelo, a pesar de representar correctamente el transitorio termo-hidráulico y el SCRAM manual, debe ser mejor definido para reproducir el comportamiento inestable del núcleo.

4. CONCLUSIONES.

Se ha desarrollado un modelo de núcleo con lazo de recirculación (línea de entrada de refrigerante, bomba de recirculación, separador, vasija y línea de salida de vapor), que se ha ajustado para las condiciones estacionarias conocidas antes del evento de inestabilidad estudiado.

Se ha simulado el transitorio completo, incluyendo variaciones en la temperatura de entrada del refrigerante y en la velocidad de la bomba de recirculación, alcanzando mediante esta simulación el punto de operación de bajo caudal de refrigerante y potencia elevada a partir del que se generaron las oscilaciones divergentes de potencia.

Los distintos puntos del transitorio real antes de la oscilación divergente se reproducen aceptablemente con la simulación, aunque un ajuste mejor proporcionará mejores resultados.

AGRADECIMIENTOS.

Los autores quieren agradecer a los organizadores del 'OECD/NEA Oskarshamn-2 (O2) BWR Stability Benchmark for Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis in Modelling' la oportunidad de formar parte de este estudio, así como su colaboración para la realización del mismo.

Este proyecto ha sido financiado por el Ministerio de Economía y Competitividad de España a través del proyecto ENE2011-22823.

REFERENCIAS.

- [1] T. H. J. J. Van der Hagen, I. Pászit, O. Thomson, B. Melkerson. "Methods for the determination of the in-phase and out-of-phase stability characteristics of a boiling water reactor". *Nuclear Technology*, 107, pp. 193-214, (1994).
- [2] J. March-Leuba, E. D. Blakeman. "A Mechanism for Out-of Phase Power Instabilities in Boiling Water Reactors", *Nuclear Science and Engineering*, 107, pp. 173-179, (1991).
- [3] R. Miró, D. Ginestar, D. Hennig, G. Verdú. "On the regional oscillation phenomenon in BWR's", *Progress in Nuclear Energy*, **Volume 36**, Issue 2, pp. 189-229, (2000).
- [4] J. L Muñoz-Cobo, O. Roselló, R. Miró, A. Escrivá, D. Ginestar, G Verdú. "Coupling of density wave oscillations in parallel channels with high order modal kinetics: application to BWR out of phase oscillations", *Annals of Nuclear Energy*, **Volume 27**, Issue 15, pp. 1345-1371, (2000).
- [5] T. Kozłowski, "BWR Stability Event Benchmark based on Oskarshamn-2 1999 Feedwater Transient".
- [6] "RELAP5/MOD3.3 Code Manual". Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, NUREG/CR-5535/Rev 1-Vol I-VIII (2001).
- [7] T. Downar, D. Lee, Y. Xu, T. Kozłowski, J. Staundenmier. "PARCS v2.7 US NRC Core Neutronics Simulator", (2006).
- [8] M. García-Fenoll, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú. "Análisis del evento de inestabilidad en el reactor BWR Oskarshamn-2". 38ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Cáceres (2012)
- [9] R. Miró, D. Ginestar, G. Verdú, D. Hennig, "A Nodal Modal Method for the Neutron Diffusion Equation. Application to BWR Instabilities Analysis", *Annals of Nuclear Energy*, 29, pp.1171-1194 (2002).