

ANÁLISIS DEL EVENTO DE INESTABILIDAD EN EL REACTOR BWR OSKARSHAMN-2.

M. Garcia-Fenoll, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú

Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM), Universidad Politécnica de Valencia (UPV).

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

SINOPSIS

En este trabajo se presenta el análisis del evento de inestabilidad sucedido el 25 de Febrero de 1999 en el reactor tipo BWR Oskarshamn-2. Los datos de este evento se recogen en ‘OECD/NEA O2 BWR Stability Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis Modelling Benchmark’. El análisis de estabilidad es un campo de gran importancia, y en particular este evento supone un reto en la simulación de inestabilidades mediante códigos acoplados.

Se trata del estudio de un evento de inestabilidad producido por un error en la lógica de control que ante una situación de rechazo de carga envía la señal a turbina, causando el disparo de esta, pero no al reactor. Tras diversas actuaciones de los sistemas de seguridad, se alcanza un punto inestable del mapa potencia/caudal, produciéndose oscilaciones divergentes en la potencia hasta que se da el SCRAM manual del reactor.

Se han escogido los códigos acoplados RELAP/PARCS para la simulación del evento. El modelo termohidráulico del núcleo en RELAP se ha realizado a partir del análisis de los modos lambda del núcleo (fundamental y primer y segundo armónico) para obtener un *mapping* adecuado y reducir el número de canales termohidráulicos del modelo del núcleo. Los modos lambda se han obtenido mediante el código VALKIN desarrollado en la UPV. El modelo neutrónico se realiza canal a canal.

1. INTRODUCCIÓN

En análisis de accidentes más allá de la base de diseño (*Beyond Design Basis Accidents - BDBA*), como aquellos que en los que se dan oscilaciones de potencia. Se han llevado a cabo numerosos estudios con el fin de identificar el mecanismo que lleva al reactor de potencia a oscilar [1], [2], [3], [4].

Con esta finalidad, se evalúa la capacidad de los códigos acoplados para analizar este tipo de eventos a partir de los datos proporcionados por los distintos *benchmark* propuestos por la OECD/NEA. 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. 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:

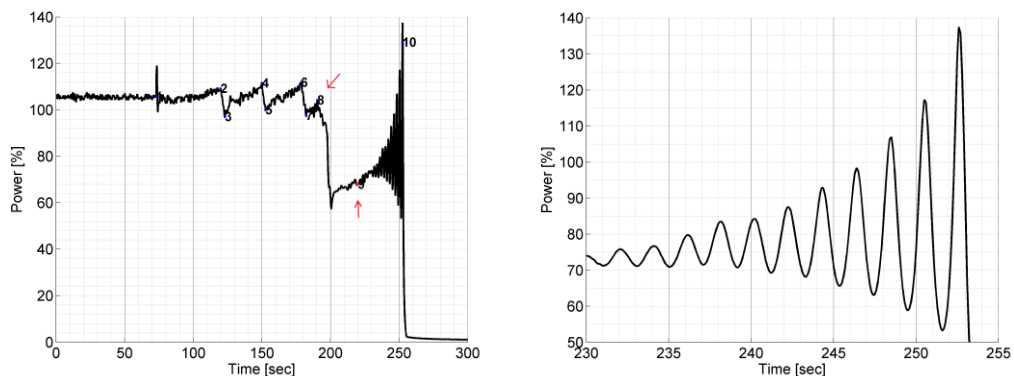


Figura 1 Evolución de la potencia durante el evento y detalle de las oscilaciones divergentes.

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% de la nominal) y un flujo másico total de 7700 kg/s.

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.

Se ha desarrollado un procedimiento para la simulación. Los ficheros de entrada para los distintos códigos se obtienen automáticamente a partir de los datos proporcionados por el organizador.

Para inducir oscilaciones de potencia en la simulación, se han implementado en el código acoplado los cambios necesarios para la introducción de perturbaciones de densidad en los nodos del núcleo basadas en la forma de los modos Lambda del mismo. Esta prestación permite al usuario variar las secciones eficaces escogidas en función de los valores de densidad de cada nodo, axial y radialmente. Por medio de dos ficheros de entrada adicionales, que contienen la forma de los modos Lambda (perfil radial) y la amplitud de la perturbación (evolución temporal) el usuario puede perturbar tanto el núcleo entero como ciertas regiones o niveles axiales a su elección.

2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO

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

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

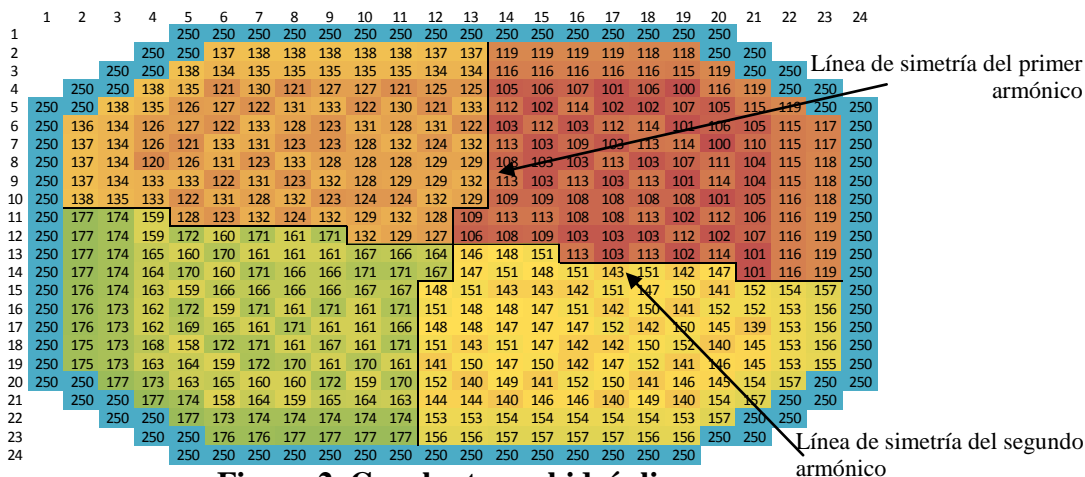


Figura 2. Canales termohidráulicos.

La correspondencia de los nodos termohidráulicos y neutrónicos (*mapping*) se ha realizado a partir de los modos Lambda obtenidos con el código VALKIN [8]. 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. Las figuras 3 a 5 muestran los tres modos Lambda calculados para este caso (fundamental y primer y segundo armónico):

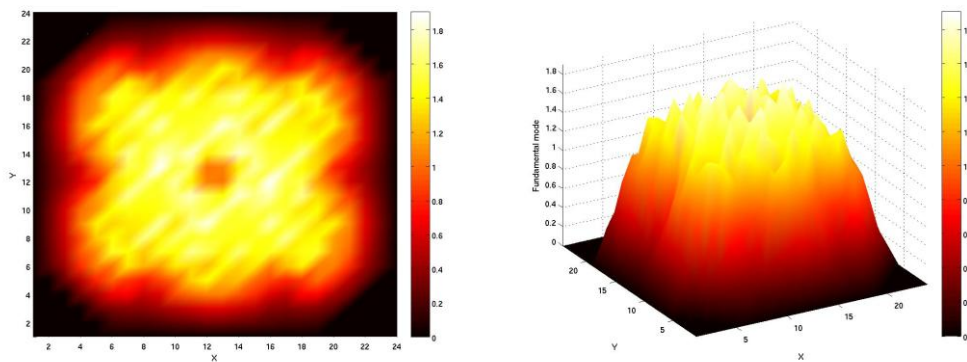


Figura 3. Representación planar y 3D del modo fundamental.

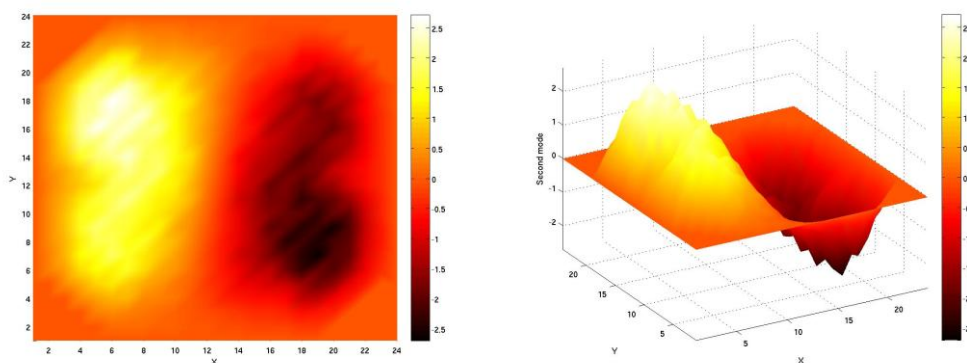


Figura 4. Representación planar y 3D del primer armónico.

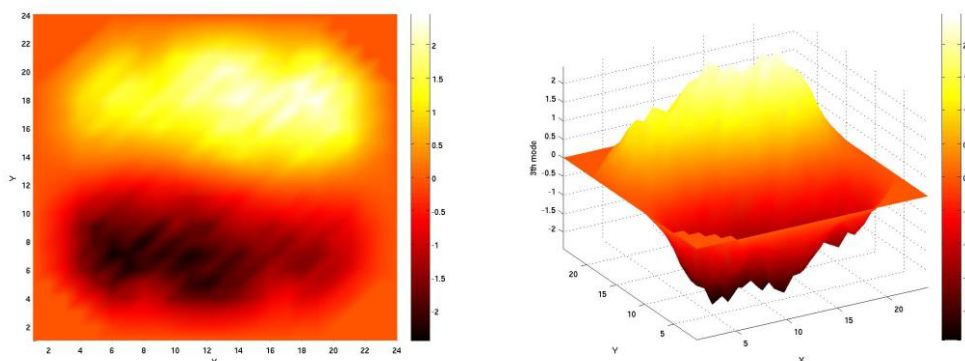


Figura 5. Representación planar y 3D del segundo armónico.

El modelo termohidráulico incluye, como primera aproximación, el núcleo del reactor con condiciones de contorno. Estas condiciones son el flujo másico y la temperatura del moderador a la entrada del núcleo y la presión a la salida de este. La figura 6 muestra la representación con el programa SNAP del modelo en RELAP5:

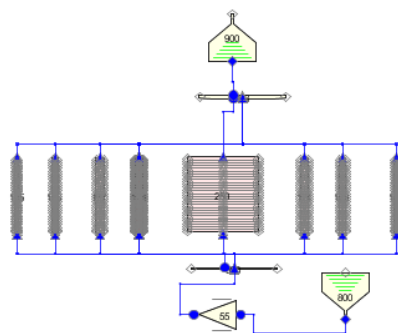


Figura 6. Modelo de RELAP5 representado en SNAP.

Por lo que respecta al modelo neutrónico, radialmente corresponde a un modelo uno a uno, es decir, cada elemento combustible se ha representado con un nodo radial, un total de 444 nodos radiales activos, y el núcleo se ha rodeado con nodos correspondientes al reflector. Axialmente, el núcleo del reactor se ha modelado con 27 planos, dos de ellos, el inferior y el superior, correspondientes al reflector inferior y superior.

3. MÉTODO DE PERTURBACIÓN

El método se ha desarrollado para introducir perturbaciones de densidad basadas en los modos Lambda del flujo neutrónico. Además, se ha realizado un transitorio con movimientos de barras de control con el fin también de inducir una oscilación en la potencia del reactor.

Por lo que respecta al segundo método, se ha llevado a cabo una secuencia de movimientos de ciertos bancos de barras de control durante a partir del segundo 10 de una simulación de 30 segundos. La secuencia se muestra en la siguiente tabla:

Tabla 1. Secuencia de movimientos de los bancos de barras de control.

	0 s	10 s	10.5 s	11 s	11.5 s	12 s	12.5 s	13 s
CRBank 1	100	100	90	100	90	100	90	100
CRBank 2	100	100	82	100	82	100	82	100
CRBank 3	100	100	90	100	90	100	90	100
CRBank 4	100	100	76	100	76	100	76	100
CRBank 6	100	100	82	100	82	100	82	100
CRBank 7	100	100	90	100	90	100	90	100
CRBank 11	100	100	90	100	90	100	90	100
CRBank 12	100	100	76	100	76	100	76	100
CRBank 13	100	100	82	100	82	100	82	100
CRBank 14	100	100	76	100	76	100	76	100
CRBank 15	100	100	90	100	90	100	90	100

En cuanto al primero, el método de perturbación está basado, como se ha comentado, en la obtención de los modos Lambda del núcleo y en el análisis de señal aplicado a las señales de los APRMs del reactor.

El patrón espacial de la perturbación de densidad se obtiene previamente con el código VALKIN. Estos datos se introducen en un fichero que PARCS leerá para otorgar una variación de densidad a cada nodo en función de ellos.

Las señales de los Monitores de Rango de Potencia Promedio (APRMs) proporcionadas en el *benchmark* se analizan mediante Descomposición en Valores Singulares (SVD) para obtener su amplitud y el primer y segundo armónico. Las señales proporcionadas corresponden al evento completo (250 segundos), pero para utilizar tan solo el patrón de oscilación divergente se aplica esta técnica a los datos desde el segundo 220 hasta el 250. Los modos Lambda de estas señales se muestran en la figura siguiente. Estos valores se multiplican por un factor dado para conseguir una variación significativa en la densidad.

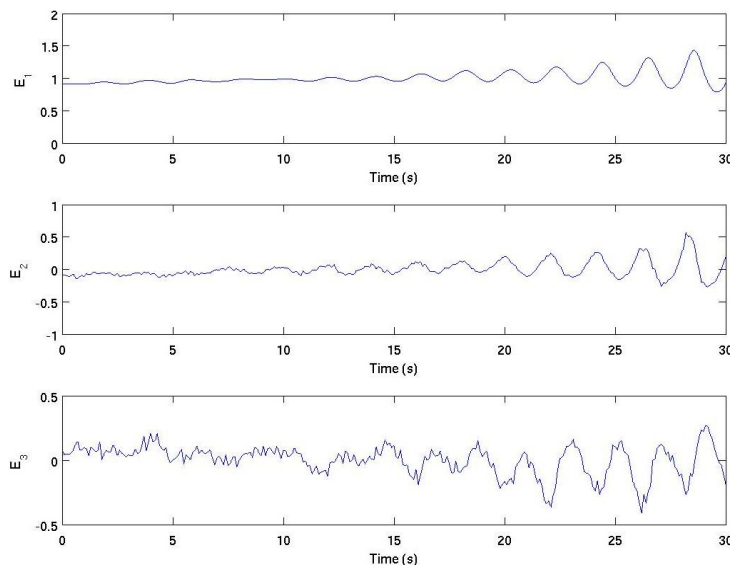


Figura 7. Modo fundamental y primer y segundo armónico obtenidos del análisis SVD de las señales reales de los APRM.

Estos datos se introducen en un nuevo fichero de lectura para PARCS, y se utilizan como patrón temporal de la perturbación. La combinación de estos datos junto con los datos espaciales anteriores forma finalmente la variación en el tiempo del valor de densidad para cada nodo.

El usuario puede perturbar todos los nodos del núcleo o escoger ciertos niveles axiales o regiones para aplicar tan solo en esos nodos la perturbación.

El caso de estudio se ha escogido para analizar el efecto de la excitación de los modos azimutales, en concreto del primer armónico. Se simulan 30 segundos de transitorio, y la perturbación se aplica en el segundo 10.

4. RESULTADOS

Las figuras 8 y 9 muestran la evolución de la potencia total del reactor en los dos transitorios simulados.

En ninguno de los casos se observa oscilación auto mantenida una vez la perturbación externa ha desaparecido. En ambos casos la perturbación aplicada provoca una oscilación de unos 1000 MW de amplitud que se atenúa hasta su desaparición al terminar la perturbación.

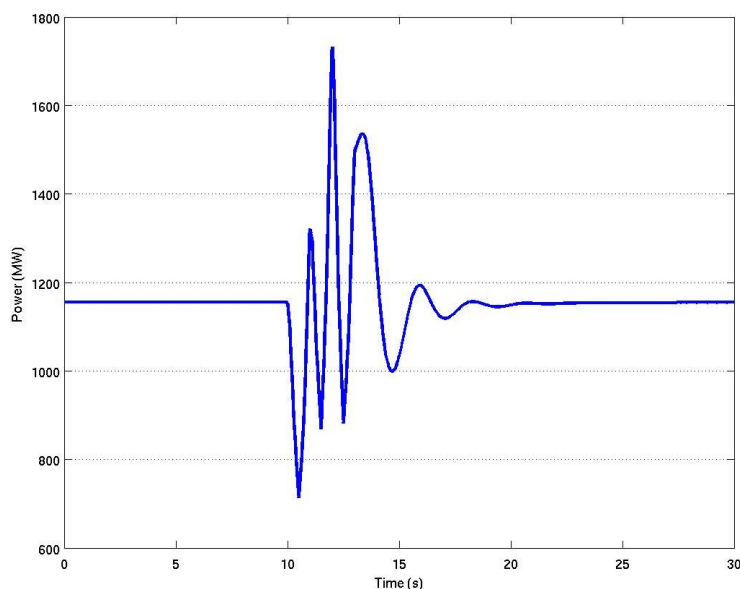


Figura 8. Evolución de la potencia total del reactor. Transitorio inducido por movimientos de los bancos de barras de control.

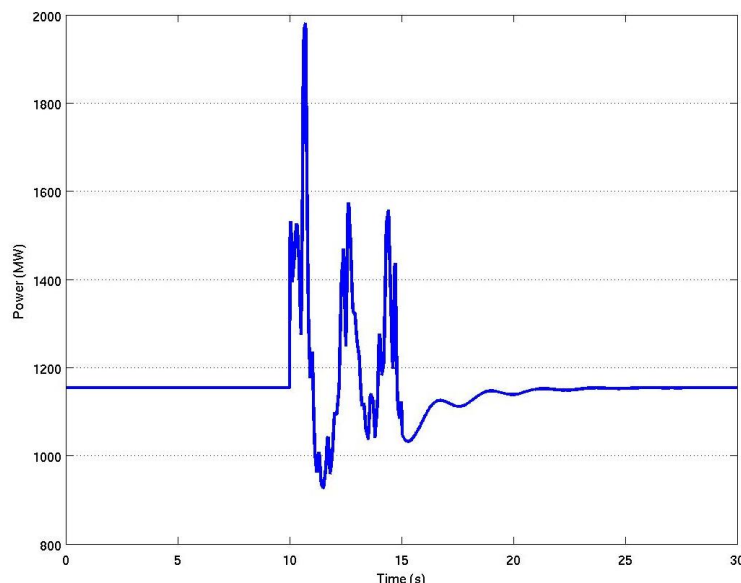


Figura 9. Evolución de la potencia total del reactor. Transitorio inducido por perturbación de densidad.

Dado que no se ha obtenido una oscilación auto mantenida, no es necesario realizar más análisis de estos resultados.

El trabajo futuro pasa por la obtención de un modelo termohidráulico que incluya elementos como la vasija, la bomba de recirculación y el separador, así como la línea de alimentación de agua y la línea de vapor, con el objetivo de permitir cambios en el flujo másico que atraviesa el núcleo durante el transitorio y poder observar oscilaciones en fase de este.

5. CONCLUSIONES

Se ha aplicado una metodología para el análisis de inestabilidades a reactor tipo BWR Oskashamn-2, en concreto al punto de operación 9 de los recogidos en el *benchmark* sobre el evento de inestabilidad ocurrido en febrero de 1999. Se han utilizado los códigos acoplados RELAP5/PARCSv2.7.

La correspondencia entre los nodos termohidráulicos y neutrónicos se ha realizado en base a los patrones espaciales de los modos Lambda obtenidos con el código VALKIN, con el fin de no condicionar el patrón de oscilación.

Además, se ha aplicado la técnica de análisis de señal SVD a las señales reales de los APRM proporcionadas por el organizador para obtener en base a estas la evolución temporal de la perturbación a aplicar.

En los resultados se puede observar que no se ha desarrollado la oscilación divergente ocurrida en el evento, ni de hecho una oscilación automantenida tras la desaparición de la excitación externa.

Las oscilaciones en fase se caracterizan por un cambio en el flujo másico total a la entrada del núcleo, mientras que en las oscilaciones fuera de fase el flujo másico a través de este se mantiene constante, esto es, durante oscilaciones regionales las distintas zonas del núcleo

ajustan el flujo másico para mantener una caída de presión constante en el espacio y el tiempo. Por tanto, para estudiar el evento que nos ocupa, que es una oscilación en fase, se debe modelar la vasija completa y los elementos que completan el camino del refrigerante.

En próximos trabajos se incluirá tanto el modelo completo en RELAP5 como un estudio análogo realizado con los códigos acoplados TRACE/PARCS.

AGRADECIMIENTOS

Los autores quieren dar las gracias a los organizadores del ‘BWR Stability Event Benchmark based on Oskarshamn-2 1999 Feedwater Transient’ por facilitar los datos para la realización de este estudio.

Este proyecto ha sido financiado por el Ministerio de Economía y Competitividad de España a través del proyecto EN2011-22823.

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. 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).
9. F. Maggini, R. Miró, D. Ginestar, G. Verdú. “Two Techniques for the Analysis of the Local Power Range Monitors Readings’ under BWR Unstable Conditions”, *NSS/MIC 2005*, Puerto Rico, USA (2005).