

Document downloaded from:

<http://hdl.handle.net/10251/34030>

This paper must be cited as:

Abarca Giménez, A.; Barrachina Celda, TM.; Miró Herrero, R.; Ginestar Peiro, D.; Verdú Martín, GJ. (2011). Estudio paramétrico de diferentes perturbaciones aplicadas al reactor de la central nuclear de Ringhals 1 con los códigos acoplados Relaps/Parcs. Senda Editorial, S.A.



The final publication is available at

[http://www.sne.es/images/stories/recursos/revista/2011/321\\_bis\\_Septiembre\\_2011.pdf](http://www.sne.es/images/stories/recursos/revista/2011/321_bis_Septiembre_2011.pdf)

Copyright Senda Editorial, S.A.

# Estudio paramétrico de diferentes perturbaciones aplicadas al reactor de la Central Nuclear de Ringhals 1 con los códigos acoplados RELAP5/PARCSv2.7

A. Abarca<sup>a</sup>, T. Barrachina<sup>a</sup>, R. Miró<sup>a</sup>, D. Ginestar<sup>b</sup>, G. Verdú<sup>a</sup>

<sup>a</sup>Instituto de Seguridad Nuclear, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)

Universitat Politècnica de València - UPV

Camí de Vera s/n, 46021 Valencia

*aabarca@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es*

<sup>b</sup>Departamento de Matemática Aplicada

Universitat Politècnica de València - UPV

Camí de Vera s/n, 46021 Valencia

*dginesta@mat.upv.es*

**SINOPSIS** *En este trabajo, se ha realizado un análisis de estabilidad tridimensional en el dominio temporal sobre la C. N. de Ringhals 1, utilizando el código acoplado RELAP5-MOD3.3/PARCS v2.7. Ringhals 1 es un reactor BWR diseñado por ABB con una potencia térmica nominal de 2270 MW y a través del núcleo circula un caudal másico nominal de 11550 kg/s. Se ha analizado el caso conocido como 'Record 9' en el NEA Ringhals I BWR Stability Benchmark. Este punto de test fue clasificado como una oscilación fuera de fase. Con objeto de que el patrón de oscilación no se vea afectado se ha realizado el mapping neutrónico-termohidráulico basándose en la forma del fundamental y primer y segundo armónicos de la potencia del reactor, calculados con el código VALKIN. Para el código neutrónico, se realiza la nodalización mediante un mallado 3D del núcleo. Las secciones eficaces se han obtenido mediante la metodología SIMTAB desarrollada en la UPV junto con Iberdrola. Se ha implementado en el código acoplado un nuevo método de inducir inestabilidades en C. N. con reactor BWR, por medio de perturbaciones en la densidad del moderador basadas en la forma y amplitud de los modos de la potencia. Este método se ha probado y verificado con las simulaciones que aquí se presentan. Los resultados de las simulaciones en las condiciones del 'Record 9' de la C.N. de Ringhals 1 con los códigos acoplados muestran que el tipo de estabilidad depende del modo perturbado y las amplitudes de estas perturbaciones, esto es, la estabilidad del reactor no depende solamente de las condiciones termohidráulicas previas a la oscilación, sino también a la perturbación que inicia la oscilación.*

## 1. INTRODUCCIÓN

Desde que se produjo el primer suceso de inestabilidad en una planta nuclear BWR, se han realizado numerosos estudios por todo el mundo para identificar los mecanismos que provocan este tipo de oscilaciones de potencia en el núcleo del reactor [1], [2], [3], [4]. En algunos reactores BWR se indujeron oscilaciones para obtener datos experimentales. Uno de estos test se realizó en la central de Ringhals 1 obteniendo datos de diferentes puntos de operación dentro de la zona de inestabilidad del mapa que relaciona potencia y caudal másico a través núcleo. Estos datos fueron distribuidos a la comunidad científica a través del NEA Ringhals 1 BWR Stability Benchmark. [5].

Ringhals 1 es un BWR diseñado por ABB que desarrolla una potencia térmica nominal de 2270MW y un flujo másico total a través del núcleo de 11550 kg/s. Los datos del test conocidos como Record 9 del bechmark de Ringhals 1 fueron clasificados como una oscilación fuera de

fase. La Tabla 1 presenta un resumen de las condiciones de trabajo del núcleo y los parámetros de estabilidad para dicho punto de test.

Tabla 1.- Característicos de estabilidad en el reactor de Ringhals 1 para el Record 9.

	Potencia (%)	Caudal (%)	Tipo inestabilidad	Frecuencia (Hz)	Decay Ratio
Rec. 9	72.6	52.4	Global	0.56	0.80
Rec. 9	72.6	52.4	Regional	0.54	0.99

En estudios anteriores [6], se efectuó un análisis tridimensional, en el dominio temporal, de la estabilidad del reactor BWR de Ringhals 1 para este mismo punto de test, utilizando el código acoplado RELAP5-MOD3.3/PARCS v2.7 [7], [8].

El mapa de equivalencia entre la nodalización termohidráulica y la neutrónica (mapping) se basa en la forma espacial del fundamental, primer y segundo armónico de la potencia del reactor, calculados mediante el código VALKIN [9].

Para el código neutrónico, la nodalización del núcleo se realiza mediante una malla 3D. Las secciones eficaces se obtienen aplicando la metodología SIMTAB desarrollada en la UPV junto con Iberdrola [10].

En simulación de inestabilidades se necesitan introducir ciertas perturbaciones que inicien las oscilaciones del flujo neutrónico. En este trabajo, se introduce una nueva metodología de inducir inestabilidades en reactores BWR basada en perturbaciones en la densidad del moderador. Estas perturbaciones en la densidad obedecen a la forma y amplitud de los modos de la potencia, obtenidos previamente con el código VALKIN. Esta metodología ha sido implementada en los códigos RELAP5/PARCS. La verificación de esta nueva capacidad se realiza utilizando modelos desarrollados en los mencionados trabajos previos.

Este documento se organiza de la siguiente manera: en la Sección 2 se describen los modelos termohidráulico y neutrónico. La Sección 3 comprende la parte principal del artículo ya que se explica el método de perturbación utilizado. En la Sección 4, se muestran los resultados obtenidos y se explican. Finalmente, las conclusiones obtenidas se presentan en la Sección 5.

## 2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO

El código computacional utilizado para realizar las simulaciones es RELAP5-MOD3.3/PARCS v2.7. RELAP5 es un código termohidráulico que utiliza un modelo de dos fluidos y seis ecuaciones para simular los fenómenos termohidráulicos. Este código computacional contiene los modelos de los componentes habituales de los reactores de agua ligera como son las válvulas, bombas, fuentes de calor, etc.

Los elementos de combustible del núcleo del reactor se modelan con el componente channel del código. Para modelar la transferencia de calor en el combustible, se utiliza una ecuación de transferencia de calor axial-radial. Los procesos termohidráulicos se resuelven con seis ecuaciones: balance de masa, momento y energía para ambas fases del fluido de trabajo: líquido y vapor.

El Purdue Advanced Reactor Core Simulator (PARCS) resuelve la ecuación de difusión neutrónica con una aproximación de dos grupos de energía para geometrías rectangulares y con cualquier número de grupos de energía para geometrías hexagonales. Con este código es posible obtener la distribución espacial 3D del flujo y potencia neutrónica, así como sus evoluciones temporales.

Para el código neutrónico, los grupos de secciones eficaces se han obtenido aplicando la metodología SIMTAB. La metodología SIMTAB proporciona una sencilla herramienta para extraer y dar formato de forma apropiada a las secciones eficaces y parámetros cinéticos a partir de los cálculos de los códigos CASMO4/SIMULATE3 [11]. Las secciones eficaces generadas para éste análisis consisten en 1303 composiciones diferentes considerando 53 tipos de elementos combustible.

Los grupos de secciones eficaces obtenidas mediante la metodología SIMTAB se parametrizan como función de la temperatura del combustible ( $T_f$ ), la densidad del moderador ( $D_m$ ), la concentración de boro disuelto ( $S_b$ ) y la inserción de barras de control ( $\alpha$ ). Este conjunto de parámetros nucleares y secciones eficaces se tabula en dos archivos, una para en caso de que el núcleo no esté controlado (bancos de barras de control totalmente extraídos) y otro para controlado.

La temperatura efectiva Doppler  $T_f$  se obtiene a partir de la temperatura del combustible en el centro de la pastilla  $T_{fc}$  y la temperatura de la superficie del combustible  $T_{fs}$  mediante la relación:

$$T_f = (1 - \omega)T_{fc} + \omega T_{fs} \quad (2)$$

donde  $\omega$  es el factor de pesado, el cual se recomienda sea igual a 0.7.

Radialmente, el modelo neutrónico se realiza base a un modelo uno-a-uno, esto es cada elemento combustible se representa con un nodo radial, y el núcleo se rodea con nodos de reflector. Por lo tanto, radialmente se adopta una nodalización con 648 nodos activos. Axialmente, el núcleo del reactor se modela con 27 planos, dos de ellos, uno en la parte superior y otro en la inferior, considerados de reflector.

Las condiciones de Xenon consideradas en la simulación vienen dadas por la condiciones 3D obtenidas con el código SIMULATE-3.

El mapa de equivalencia entre la nodalización termohidráulica y la neutrónica (mapping) del núcleo se ha dividido en cuatro cuadrantes conforme a la forma del primer y segundo armónico de la potencia (modos Lambda) obtenidos previamente mediante el código VALKIN.

VALKIN es un código neutrónico 3D, desarrollado en la Universidad Politècnica de València (UPV), capaz de integrar la ecuación temporal de la difusión neutrónica, dentro del núcleo del reactor, mediante una aproximación de dos grupos de energía, utilizando un método nodal-modal. El código requiere valores de secciones eficaces nodales, así como la geometría y un número específico de parámetros como entrada. Con este código es posible obtener la evolución

temporal del flujo neutrónico y sus armónicos (modos) durante un transitorio. Las Figuras 1 a 3 muestran los primeros tres modos Lambda calculado con VALKIN.

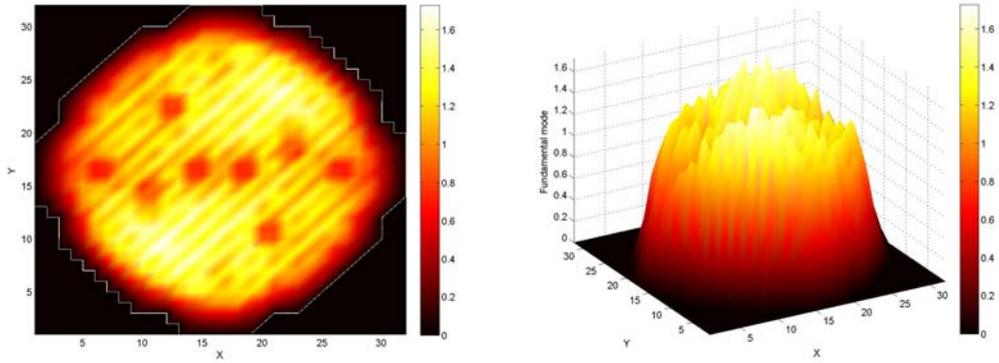


Figura 1.- Representación plana y 3D del modo fundamental.

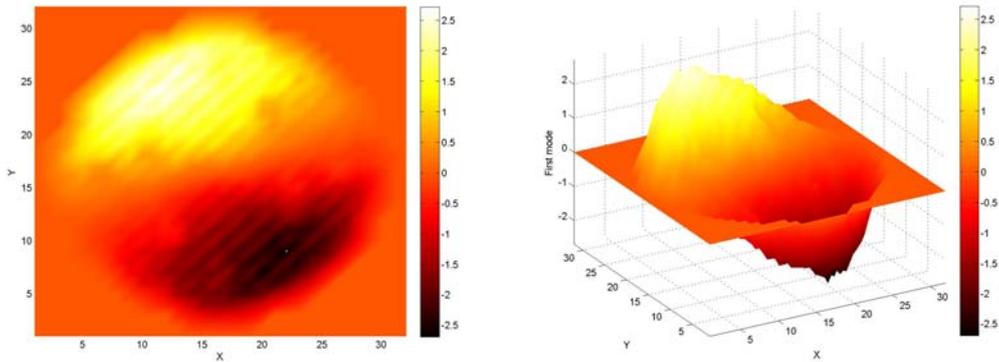


Figura 2.- Representación plana y 3D del primer modo.

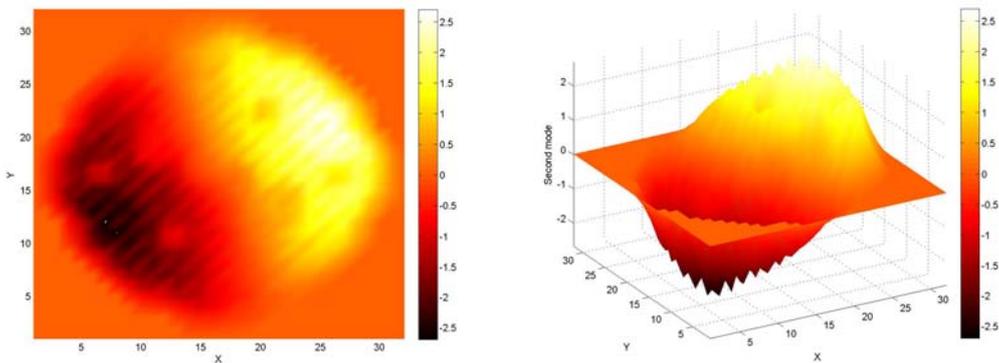


Figura 3.- Representación plana y 3D del segundo modo.



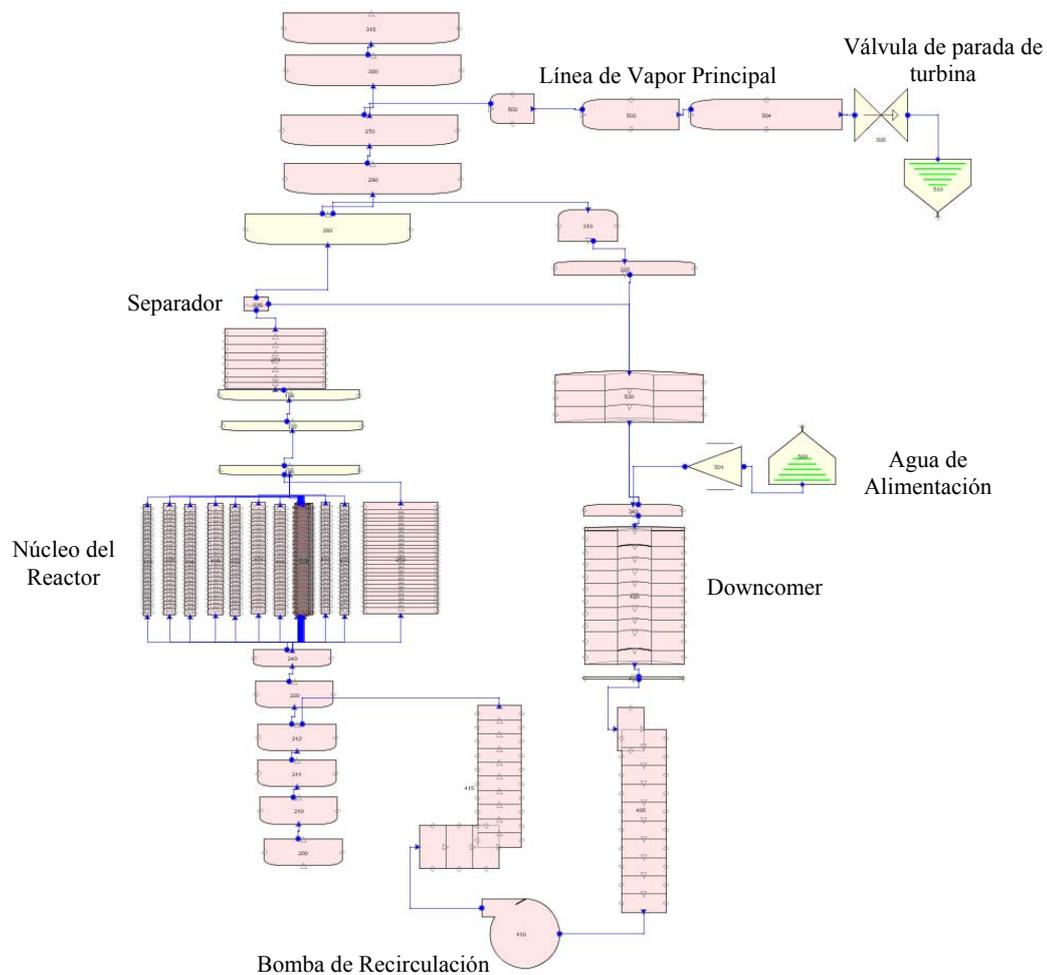


Figura 5.- Representación SNAP del modelo termohidráulico.

### 3. MÉTODO DE PERTURBACIÓN

Para inducir las inestabilidades en la potencia se desarrolla un nuevo método de perturbación, basado en las amplitudes y las formas espaciales de los modos Lambda del flujo neutrónico.

Ya que los modos Lambda se obtuvieron previamente con el código VALKIN para generar el *mapping* entre la nodalización termohidráulica y neutrónica, solamente deben calcularse las amplitudes modales.

Las señales procedentes de los *Local Power Range Monitors* (LPRMs) del Record 9 proporcionadas en la documentación del *benchmark* de Ringhals 1 se utilizan para este propósito. Existen numerosos métodos para obtener las amplitudes modales a partir de las señales de los LPRMs. Dos de los más importantes son el SVD (*Singular Value Decomposition*) y el PMD (*Power Modal Decomposition*) [12].

En este caso, las amplitudes de los modos se obtienen aplicando la metodología SVD a las señales de los LPRMs que proporciona el *benchmark*. Las amplitudes normalizadas del fundamental, primer y segundo armónico se presentan en la Figura 6.

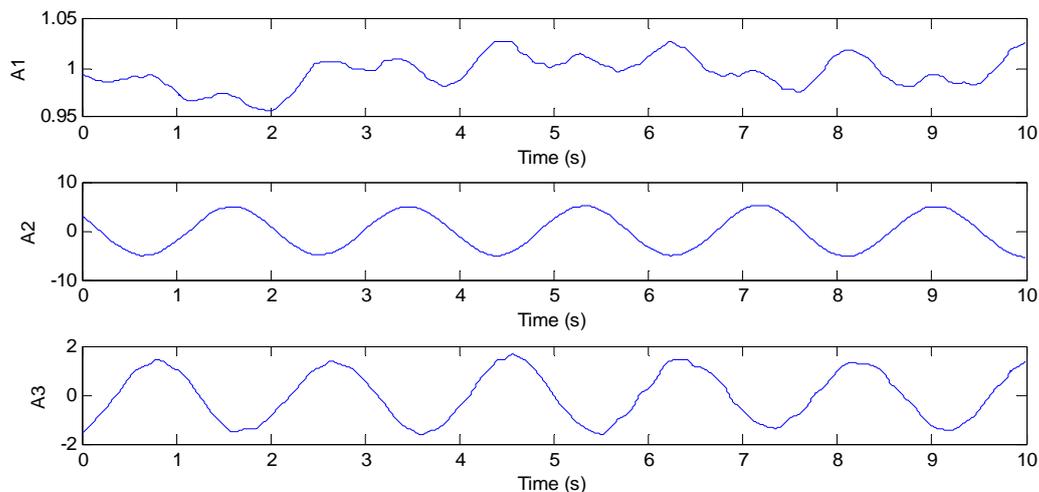


Figura 6.- Amplitudes del fundamental, primer y segundo modo Lambda en Ringhals Rec. 9.

Esta perturbación no puede aplicarse directamente a la densidad del moderador ya que como se aprecia es muy pequeña. Para poder perturbar las densidades del moderador a nivel nodal las amplitudes de los modos se incrementaron por un factor de 50000.

El usuario puede perturbar solamente uno, dos o los tres modos al mismo tiempo. Como se mencionó anteriormente, el punto de test 9 se clasificó como una oscilación fuera de fase. Este tipo de oscilaciones de potencia resultan de la excitación de los modos azimutales [3] [9]. Por tanto, para este estudio, se han analizado dos casos. En el caso A, se aplica la perturbación al primer y segundo modo azimutal simultáneamente, mientras que en el caso B la perturbación solamente se aplica sobre el primer modo azimutal.

En la Tabla 2, se presentan las amplitudes relativas aplicadas a cada modo y la equivalencia en términos de cambio de densidad en el núcleo para ambos casos analizados.

Tabla 2.- Características de la perturbación

	Modo Fundamental	Amplitudes Relativas		Equivalencia en Densidad (kg/m <sup>3</sup> )
		Primer modo Azimutal	Segundo modo Azimutal	
Caso A	0.0	50000	50000	9.37
Caso B	0.0	50000	0.0	6.10

En la figura 7, se muestran las dos perturbaciones resultantes en términos de densidad promedio del núcleo. Las frecuencias de ambas señales son de 1.04Hz (caso A) y 0.53Hz (caso B) respectivamente.

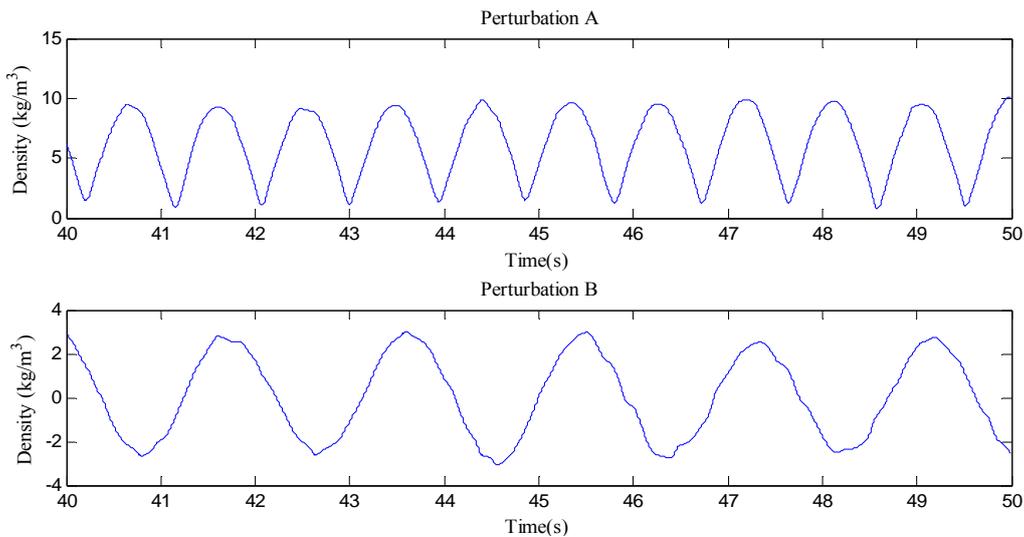


Figura 7.- Amplitudes relativas de las perturbaciones por ondas de densidad.

#### 4. RESULTADOS

En la Figura 8 se presenta la evolución de la potencia durante los transitorios. Se observa una suave oscilación desde el comienzo del transitorio nulo, es decir, durante los primeros 40s en ambas perturbaciones aplicadas.

Las perturbaciones por ondas de densidad se aplican desde 40 a 50s. El transitorio finaliza a los 100s, como puede observarse las oscilaciones de potencia inducidas por las perturbaciones aplicadas son automantenidas.

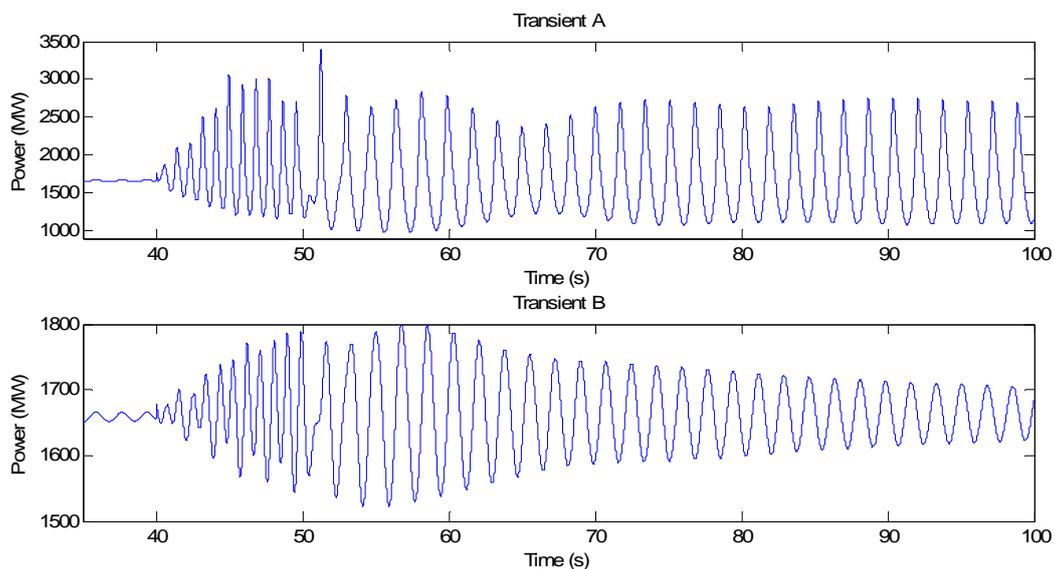


Figura 8.- Evolución de la potencia total del reactor.

Para clasificar la inestabilidad se estudia la evolución de la potencia en las mitades superior e inferior del núcleo del reactor descrito por el primer modo azimutal (ver Figura 2). La Figura 9

muestra la evolución de la potencia para cada uno de los casos. Como era de esperar, las dos mitades del núcleo oscilan fuera de fase.

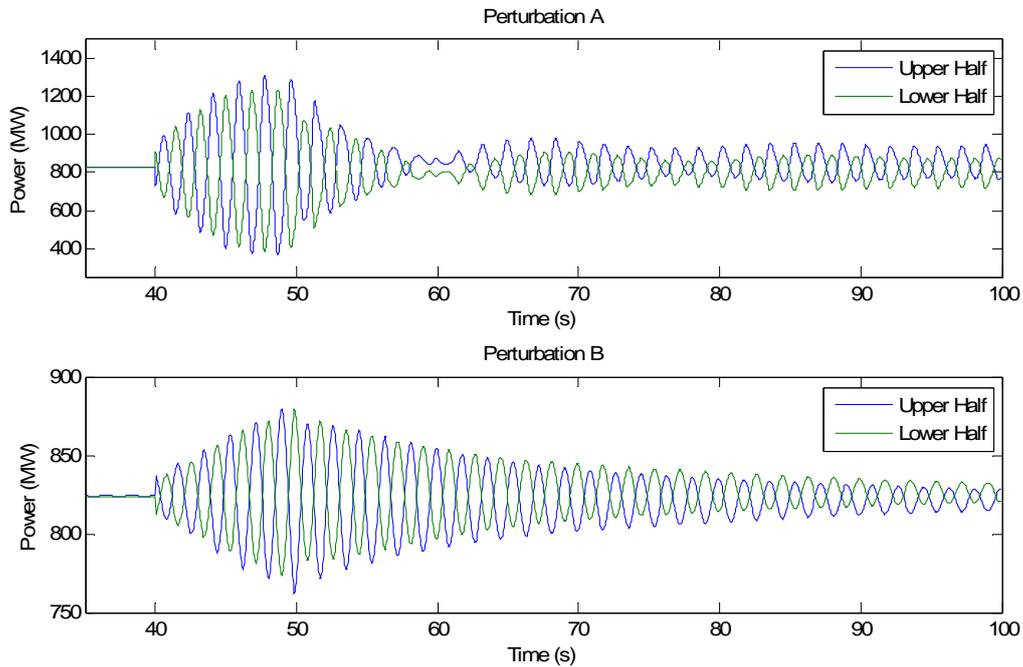


Figura 9.- Evolución de la potencia en las dos mitades del núcleo (superior e inferior).

El código neutrónico PARCS v2.7 ofrece la opción de simular las señales de los LPRMs. Para realizar un análisis en mayor profundidad de las oscilaciones de potencia, se analizan las señales simuladas de los LPRMs situados en regiones simétricas del núcleo. La posición radial de los LPRMs en el núcleo Ringhals 1 se representa en la Figura 10. Cabe mencionar que existen 144 LPRMs distribuidos en 4 niveles axiales dentro del núcleo del reactor.

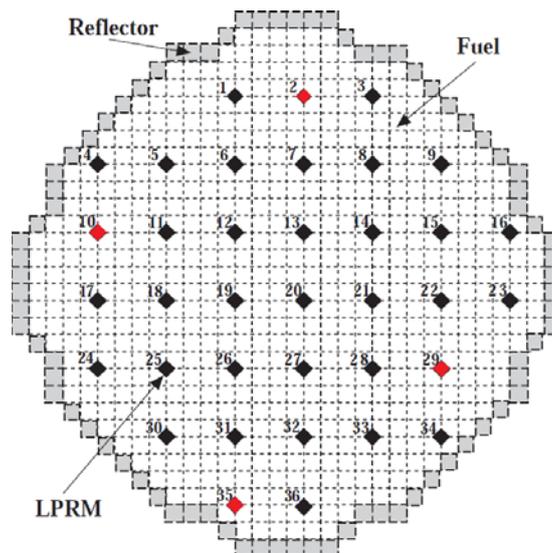


Figura 10.- Posición radial de los LPRMs en Ringhals 1.

Los LPRMs seleccionados para el análisis de señal son los números 2, 10, 29 y 35, pertenecientes a cada uno de los cuadrantes del núcleo (la posición de estos cuatro LPRM se resalta en rojo en la Figura 10).

La Figura 11 muestra la evolución de la potencia leída desde los LPRMs 10 y 29 para los dos casos considerados, A y B.

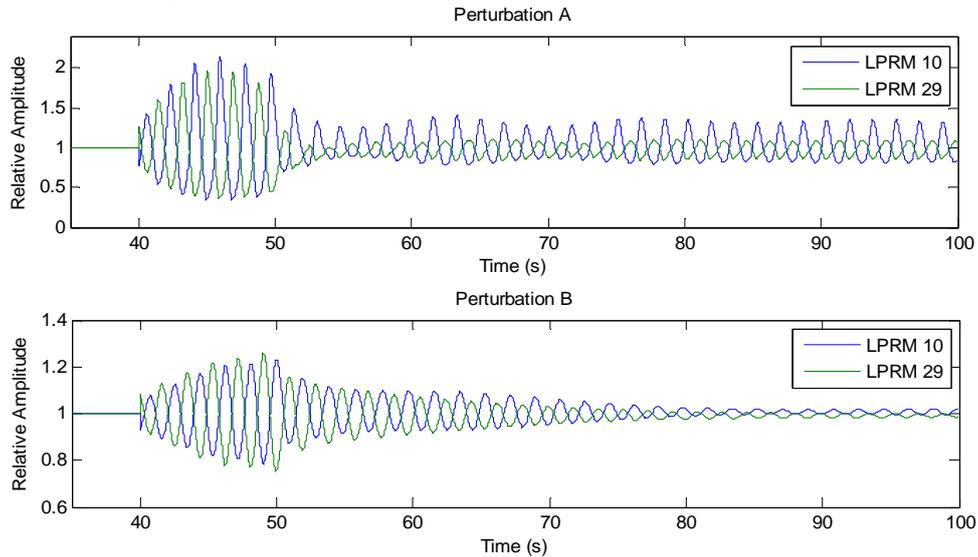


Figura 11.- Señal normalizada de los LPRMs 10 y 29 durante el transitorio.

En la Figura 12 se presenta una ampliación de la evolución de la potencia desde los 55s hasta el final del transitorio.

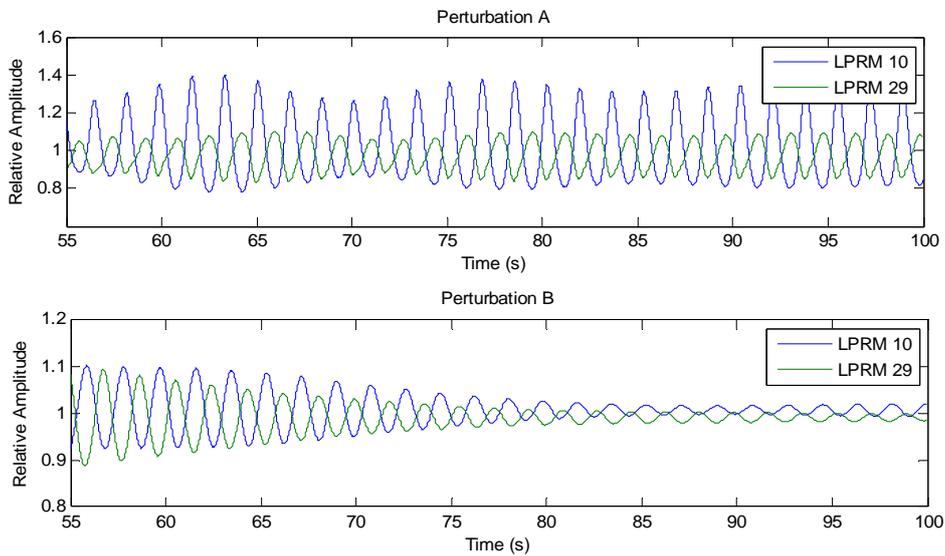


Figura 12.- Señal normalizada de los LPRMs 10 y 29 desde 55 a 100s.

En las Figuras 13 y 14, se representa la señal de los LPRMs 2 y 35 durante el transitorio.

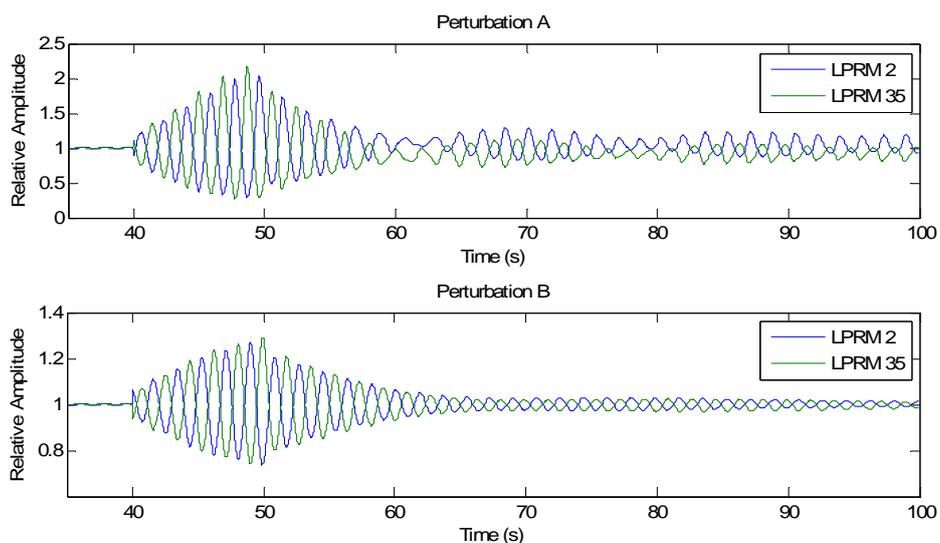


Figure 13.- Señal normalizada de los LPRMs 2 y 35 durante el transitorio.

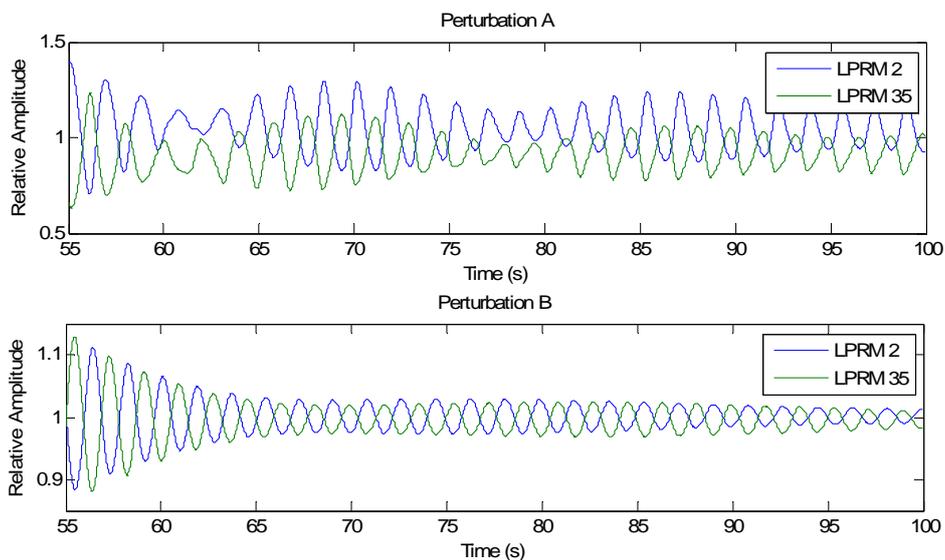


Figure 14.- Señal normalizada de los LPRMs 2 y 35 entre 55 y 100s.

En estas figuras se puede apreciar que la señal de los LPRMs localizados en cuadrantes diagonales oscila en ambos casos fuera de fase.

Se ha calculado el SVD (*Singular Value Decomposition*) de las señales de los LPRMs simulados con el fin de representar la contribución de los modos a la excitación de la potencia del reactor durante el transitorio [11]. Las Figuras 15 y 16 muestran las amplitudes de los primeros tres modos de la potencia entre 35 y 100s.

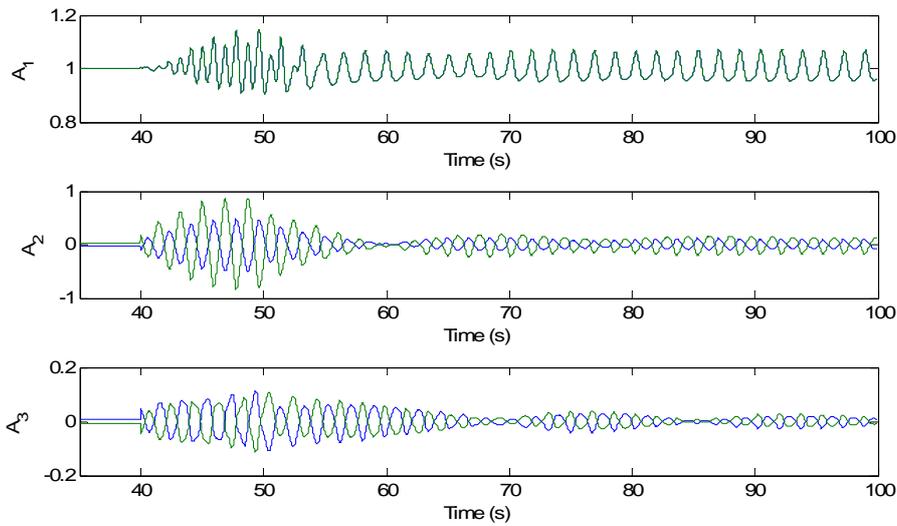


Figura 15.- Descomposición de la señal de los LPRMs 2 de 35 a 100s para la perturbación A.

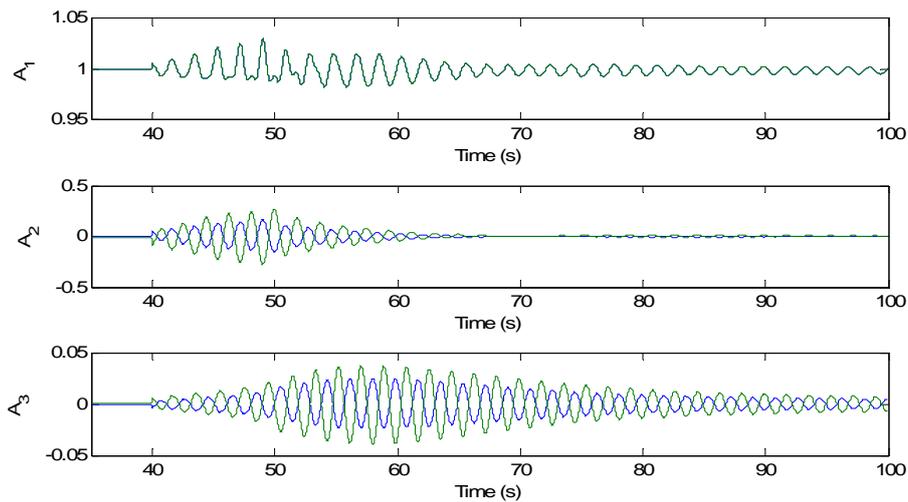


Figure 16.- Descomposición de la señal de los LPRMs 2 de 35 a 100s para la perturbación B.

En ambos casos, la señal de la amplitud del modo fundamental de los LPRMs considerados está superpuesta, lo que quiere decir que está en fase.

Las amplitudes modales muestran que en el caso A la amplitud del fundamental, segundo y tercer modo permanecen aproximadamente constantes después de la perturbación, mientras que en el caso B el fundamental y el primer modo azimutal se amortiguan rápidamente y solamente el segundo modo azimutal permanece excitado tras la perturbación. En el caso A permanece la oscilación fuera de fase debido a la contribución del primer y segundo armónicos; mientras que en el caso B es sólo debido al segundo.

En la Tabla 3 se presentan los parámetros frecuencia y *decay ratio* de las señales de los LPRMs simulados para ambos transitorios. Esta tabla muestra que existe gran similitud entre los resultados del *benchmark* y los obtenidos en el caso B.

Tabla 3.- Frecuencia and Decay Ratio de las señales de los LPRMs.

	Perturbación A		Perturbación B	
	Frecuencia (Hz)	Deca y Ratio	Frecuencia (Hz)	Deca y Ratio
Modo Fundamental	0.58	0.99	0.58	0.75
Primer modo Azimutal	0.58	1.00	0.55	1.00
Segundo modo Azimutal	0.58	1.00	0.53	1.00

## 5. CONCLUSIONES

Se ha desarrollado un método de perturbación para analizar el comportamiento estable de un reactor nuclear de agua en ebullición frente a diferentes perturbaciones con los códigos acoplados RELAP5/PARCS v2.7.

El mapa de equivalencia entre la nodalización termohidráulica y la neutrónica (*mapping*) se basa en las formas espaciales del fundamental y primer y segundo armónico de la potencia del reactor, calculados mediante el código VALKIN. Se elige este mapa para no condicionar el patrón de oscilación.

Los resultados obtenidos en la simulación de la C.N. Ringhals 1 *record 9* con los códigos acoplados RELAP5/PARCS v2.7 muestran que el patrón de oscilación depende del modo que se perturba y las amplitudes de estas perturbaciones, es decir, el comportamiento estable de un reactor no solamente depende de las condiciones termohidráulicas previas a la oscilación, sino que también del tipo y amplitud de la perturbación que desencadena la oscilación.

Las inestabilidades en la potencia de un sistema BWR se desarrollan por la excitación de los modos de la potencia. Para provocar estas excitaciones en simuladores numéricos del reactor, como los códigos acoplados termohidráulicos-neutrónicos, se puede utilizar la descomposición en potencia de las señales de los LPRMs. Combinando estas señales descompuestas, con diferentes amplitudes, con los modos Lambda de la potencia del reactor, pueden obtenerse diferentes patrones de oscilación.

No obstante un estudio paramétrico de los autovalores y otros factores de la configuración del estado estacionario de sistema, como la separación de autovalores y la forma de la potencia radial podría ser necesario para determinar adecuadamente la estabilidad de un BWR.

## 6. 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. Lefvert, “*Ringhals I Stability Benchmark*”. NEA/NSC/DOC(96) 22, (1996).
6. A. Abarca, T. Barrachina, R. Miró, G. Verdú. “*BWR Instability Analysis with the Coupled Codes Relap5/Parcs v2.7 in Ringhals NPP*”, SNA+MC 2010, Tokyo, Japan (2010).
7. “*RELAP5/MOD3.3 Code Manual*”. Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, NUREG/CR-5535/Rev 1-Vol I-VIII (2001).
8. T. Downar, D. Lee, Y. Xu, T. Kozlowski, J. Staundenmier. “*PARCS v2.7 US NRC Core Neutronics Simulator*”, (2006).
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).
10. O. Roselló. “*Desarrollo de una metodología de generación de secciones eficaces para la simplificación del núcleo de reactores de agua ligera y aplicación en códigos acoplados neutrónicos termohidráulicos*”. Tesis Doctoral. UPV. (2004).
11. J. T. Cronin, K. S. Smith, D. M. Ver Planck, “*SIMULATE-3. Advanced three-dimensional two-group reactor analysis code*”, Studsvik/SOA-95/18 (1995).
12. 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).