

Document downloaded from:

<http://hdl.handle.net/10251/49759>

This paper must be cited as:

García-Fenoll, M.; Barrachina Celda, TM.; Miró Herrero, R.; Verdú Martín, GJ. (2014). Análisis del evento de inestabilidad en Oskarshamn-2 con el código acoplado 3D TRACEv5.0P3/PARCSv3.0. 40ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española. Grupo Senda.



The final publication is available at

<http://www.reunionanualsne.es/hemeroteca-ra/heme-ponencias>

Copyright Grupo Senda

## Análisis del evento de inestabilidad en Oskarshamn-2 con el código acoplado 3D TRACEv5.0P3/PARCSv3.0.

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

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

**Resumen** – *En este trabajo se presenta el análisis del evento de inestabilidad sucedido en la central nuclear Oskarshamn-2 en 1999, como parte del benchmark de estabilidad la OECD/NEA basado en él. El objeto de este análisis es simular el evento registrado mediante el código acoplado 3D neutrónico-termohidráulico TRACEv5.0P3/PARCSv3.0.*

*In this work, an analysis of the instability event in Oskarshamn-2 nuclear power plant in 1999 is presented, as our contribution to the OECD/NEA stability Benchmark based on it. The objective of this analysis is to simulate the event with the 3D neutronic-thermalhydraulic coupled code TRACEv5.0P3/PARCSv3.0.*

### 1. INTRODUCCIÓN.

El análisis de estabilidad en reactores BWR es uno de los temas de mayor interés en el campo de la seguridad nuclear [1], [2], [3], [4], y la validación y mejora de los códigos termohidráulicos y neutrónicos disponibles para estos estudios adquiere por tanto una gran importancia. En este contexto, la posibilidad de utilizar datos reales de eventos registrados en centrales nucleares supone una oportunidad magnífica para ello.

En esta ponencia 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' [5].

El objetivo es simular el evento de inestabilidad registrado el 25 de febrero de 1999 en la central sueca Oskarshamn-2, en este caso mediante el código acoplado neutrónico-termohidráulico 3D TRACEv5.0P3/PARCSv3.0.

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.

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.

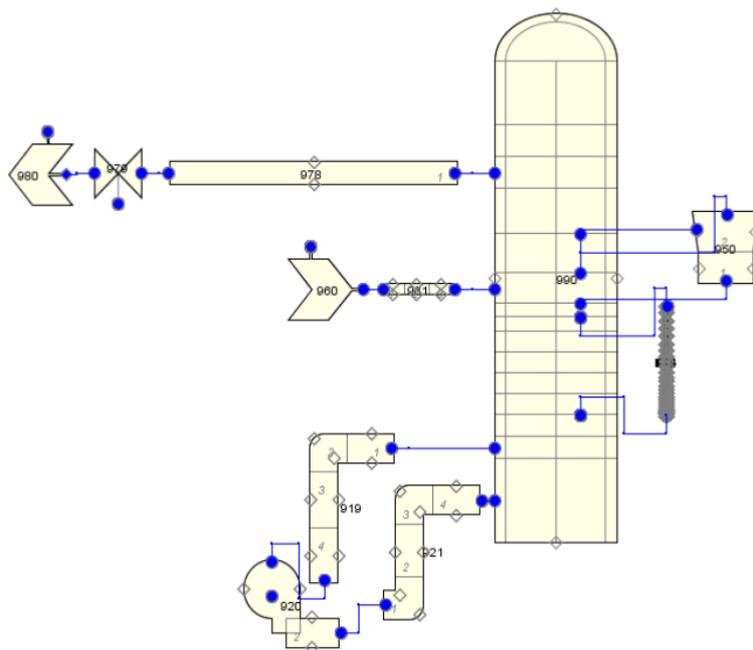
## 2. MODELO NEUTRÓNICO/TERMOHIDRÁULICO.

El código termohidráulico escogido es TRACEv5.0P3. TRACE es un código de simulación *best-estimate* de transitorios de los sistemas de refrigeración del reactor, desarrollado por la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) de Estados Unidos con el fin de consolidar y ampliar las capacidades de los códigos de licenciamiento previamente desarrollados.

Mediante las herramientas desarrolladas en el seno del grupo de investigación, se obtiene un modelo de núcleo con condiciones de contorno a partir de la información proporcionada por el *benchmark*. Este modelo, una vez ajustado, se conecta con el modelo de vasija completa proporcionada por los organizadores.

Desarrollar un modelo de núcleo completo es necesario, dado que las oscilaciones registradas durante el evento de inestabilidad son oscilaciones globales o en fase, y no pueden reproducirse si las condiciones de contorno se fijan a la entrada y salida del núcleo.

La nodalización resultante puede observarse en la figura 1.



**Figura 1. Nodalización del núcleo y vasija de Oskarshamn-2 en TRACE.**

El modelo realizado es un modelo canal a canal, esto es, cada uno de los elementos combustibles está representado por un componente de TRACE. En este caso, el modelo se compone de 444 componentes *CHAN*, además del resto de componentes: entrada de agua de alimentación, vasija cilíndrica (15 niveles axiales y 2 radiales), bomba de recirculación (y conducciones de entrada y salida a ésta), separador y salida de vapor.

Para el cálculo neutrónico del núcleo se utiliza el código PARCSv3.0. 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.

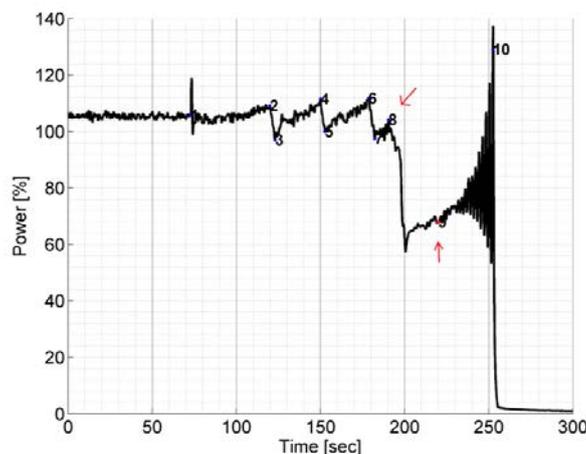
Radialmente, el modelo en PARCSv3.0 se ha realizado uno a uno, es decir, cada elemento combustible está representado por un nodo radial. El núcleo resultante se rodea con nodos representando el reflector. Axialmente, el núcleo se ha dividido en 27 niveles, dos de ellos correspondientes a los reflectores axiales superior e inferior.

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

#### 4. RESULTADOS.

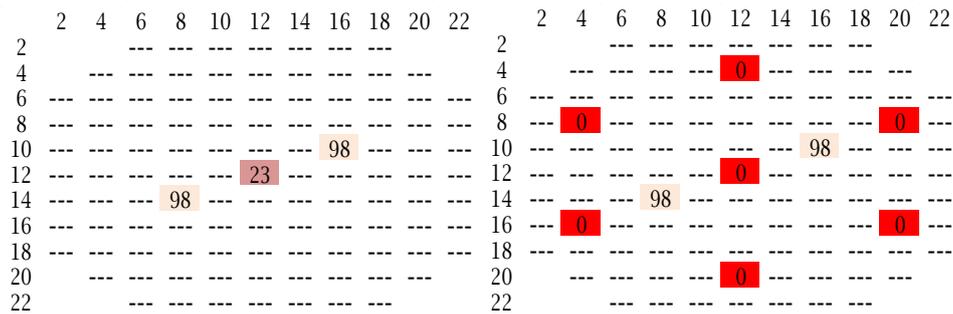
Obtenido el modelo, el siguiente paso es ajustar las condiciones iniciales y de contorno para la reproducción del transitorio.

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 2).



**Figura 2. Evolución real de la potencia durante el transitorio.**

El evento real se inició en el segundo 72, por una desconexión fugaz de la red eléctrica. Esto provocó el disparo de la turbina, pero no el del reactor, de forma que el calor empezó a acumularse, activando por intervalos los sistemas de seguridad de las bombas de recirculación. Cuando los operarios se dieron cuenta, realizaron un SCRAM manual (figura 3) que llevó al reactor a unas condiciones de potencia-flujo inestables.

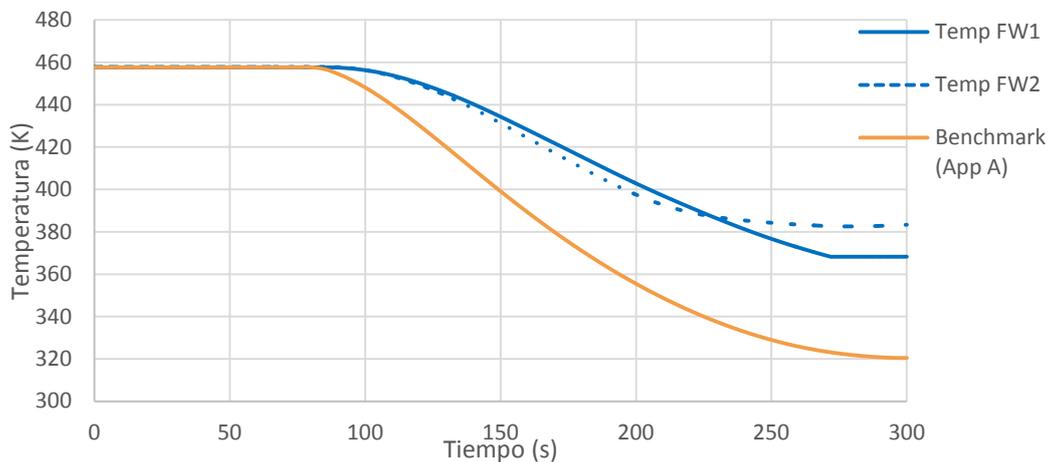


**Figura 3. Posición inicial de las barras de control (izquierda) y posición tras el SCRAM manual (derecha).**

De la descripción del evento y los datos proporcionados por los organizadores del *benchmark* se extraen 4 condiciones de contorno: la temperatura y el caudal de entrada del refrigerante, la velocidad de la bomba de recirculación y la presión en la salida de vapor.

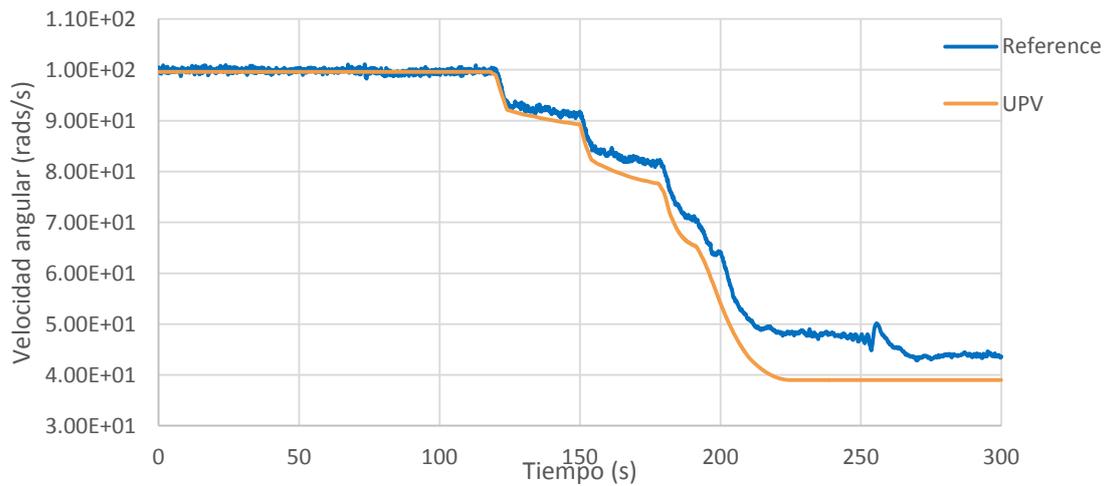
La información proporcionada por los organizadores del *benchmark* indica dos temperaturas para el agua de alimentación: FW1 y FW2, medidas cada una de ellas para cada uno de los trenes de agua de alimentación que llevan el refrigerante al núcleo. En la figura 4 podemos observar cómo evolucionan estos parámetros a lo largo del transitorio.

Sin embargo, para conseguir simular la potencia del reactor y que esta se aproxime a la real, debe utilizarse una tercera evolución de 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.



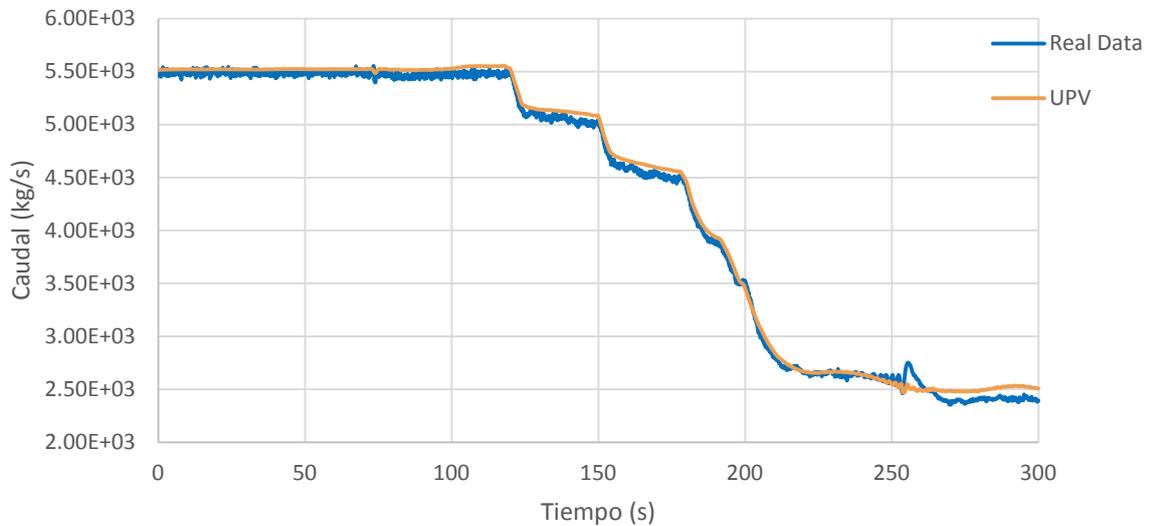
**Figura 4. Condiciones de contorno: Temperatura de entrada del refrigerante.**

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 5), y se ajusta hasta conseguir los resultados idóneos.



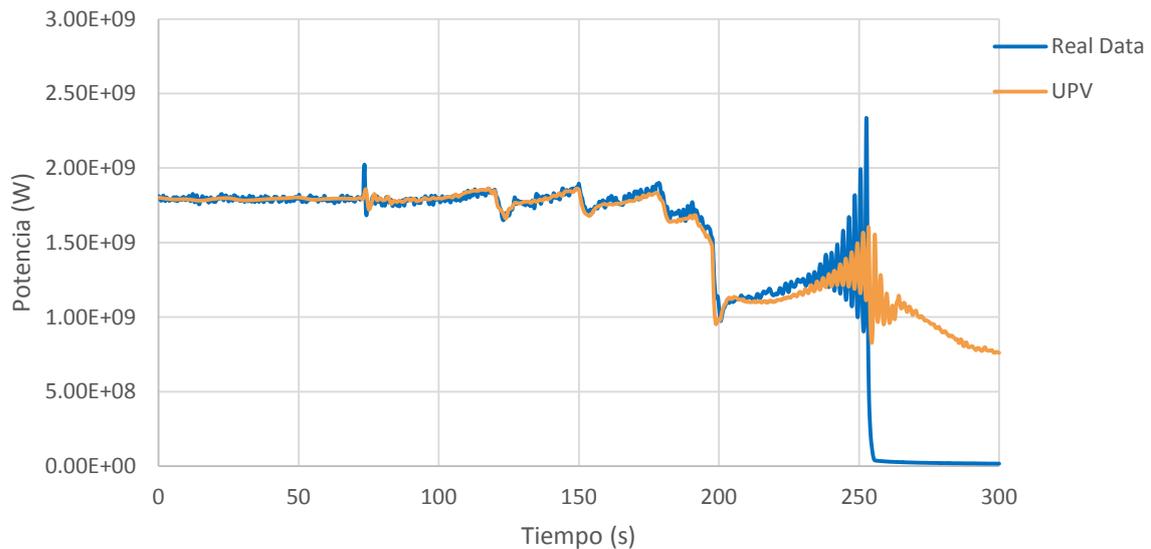
**Figura 5. Condiciones de contorno: Velocidad angular de la bomba de recirculación.**

El caudal de entrada de refrigerante al núcleo se toma de los datos registrados durante el evento (figura 6), así como la presión en la salida de vapor.



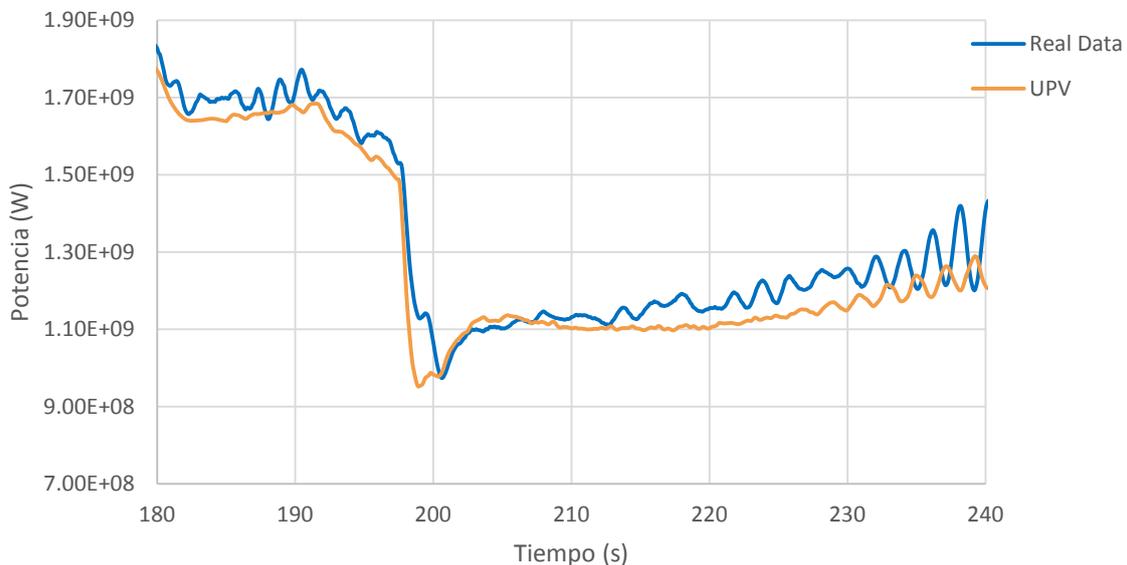
**Figura 6. Condiciones de contorno: Caudal de entrada de refrigerante.**

Con estas condiciones de contorno, la evolución de la potencia obtenida es la representada en la figura 7. 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.



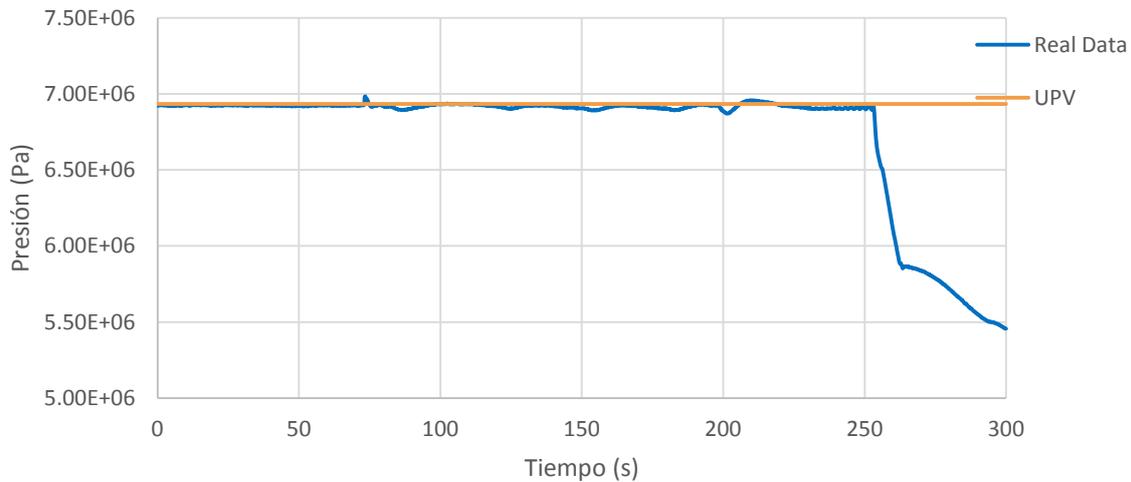
**Figura 7. Evolución de la potencia durante el transitorio.**

El punto de comienzo de la inestabilidad no se alcanza perfectamente, aunque se observan oscilaciones muy similares en frecuencia, aunque de menor amplitud, a partir de este punto (figura 8).



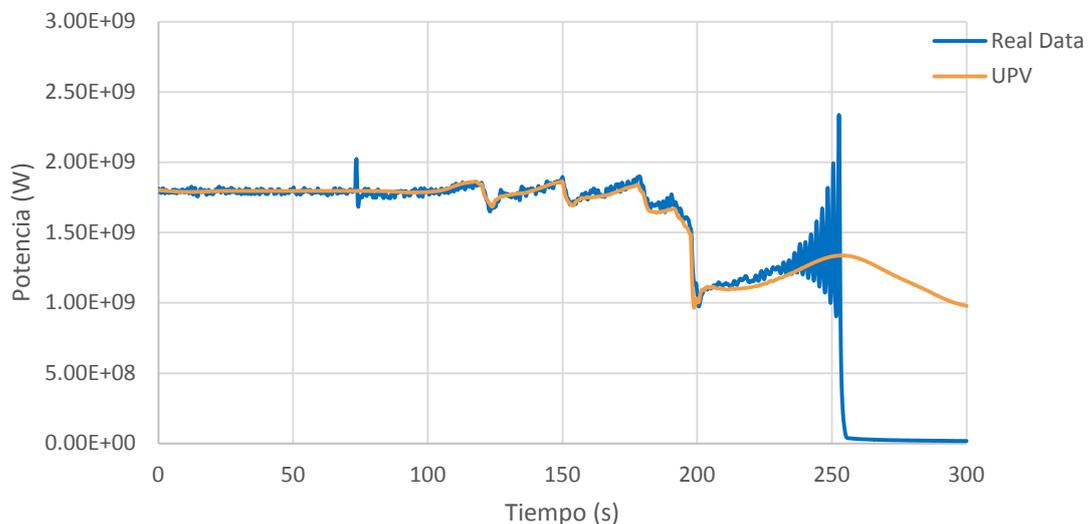
**Figura 8. Evolución de la potencia durante el transitorio. Detalle.**

Con todo, la oscilación simulada se amortigua, al contrario que la real. Se decide comprobar si la oscilación obtenida se debe a la inestabilidad o está forzada por las condiciones de contorno. Para ello se modifica la presión de la salida de vapor por un valor constante a lo largo del transitorio (figura 9).



**Figura 9. Condiciones de contorno: Presión en la salida de vapor.**

En la figura 10 se observa que no aparece oscilación tras esta modificación, por lo que se puede considerar que el modelo, a pesar de representar correctamente el transitorio termohidráulico y el SCRAM manual, debe ser mejor definido para reproducir el comportamiento inestable del núcleo.



**Figura 10. Evolución de la potencia durante el transitorio con presión constante en la salida de vapor.**

## 5. CONCLUSIONES.

Se ha obtenido un modelo del núcleo canal a canal ajustado a las condiciones estacionarias anteriores al evento de inestabilidad. A partir del modelo de vasija proporcionado por los organizadores del *benchmark*, se ha añadido al modelo de núcleo el lazo de recirculación (línea de entrada de refrigerante, vasija, separador, bomba de

recirculación, salida de vapor), con el fin de reproducir las oscilaciones en fase esperadas en la potencia.

Se ha simulado el transitorio completo, que incluye variaciones en la temperatura del refrigerante en la alimentación y en la velocidad de la bomba de recirculación, obteniendo resultados prácticamente idénticos a los registrados en planta durante el incidente. Se ha alcanzado el punto del transitorio de alta potencia y bajo flujo donde se inicia la oscilación, consiguiendo que el núcleo oscile en términos similares al real.

Sin embargo, la definición del núcleo es tal que no se observa oscilación sin una perturbación en las condiciones de contorno que la provoque y mantenga, por lo que es necesario mejorar el modelo.

Una nueva nodalización de los canales termohidráulicos, en la que la altura de cada nodo se escoja de forma que se obtenga un número de Courant cercano a uno para cada uno de ellos, puede proporcionar una simulación más adecuada, eliminando el problema de la difusión numérica del código TRACE (ya conocido).

## 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 trabajo 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] "TRAC/RELAP Advanced Computational Engine" Division of Risk Assessment and Special Projects, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC.
- [7] T. Downar, D. Lee, Y. Xu, T. Kozłowski, J. Staundenmier. "PARCS v2.7 US NRC Core Neutronics Simulator", (2006).