

Análisis de fluctuaciones termohidráulicas en C. N. Trillo mediante el código acoplado 3D neutrónico-termohidráulico RELAP5/PARCSv2.7.

M. García-Fenoll ⁽¹⁾, T. Barrachina ⁽¹⁾, R. Miró ⁽¹⁾, G. Verdú ⁽¹⁾, J. A. Bermejo ⁽²⁾, A. López ⁽²⁾, A. Ortego ⁽³⁾.

⁽¹⁾ Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental
Universitat Politècnica de València

⁽²⁾ Iberdrola Ingeniería y Construcción

⁽³⁾ CNAT - Centrales Nucleares Almaraz y Trillo, Av. Manoteras 46bis, Madrid.
mfenoll@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es,
jbpi.iberinco@cnat.es, alopezce@iberdrola.es, aoj@cnat.es.

Resumen – En este trabajo se presenta el análisis del comportamiento del núcleo de un reactor PWR frente a distintas perturbaciones de los parámetros termohidráulicos a la entrada de éste. Este trabajo forma parte de los esfuerzos conjuntos de CNAT e ISIRYM en el estudio del fenómeno de ruido neutrónico. Para ello se simulan una serie de perturbaciones del caudal de entrada al núcleo mediante el código 3D acoplado neutrónico-termohidráulico RELAP5/PARCSv2.7.

In this work, an analysis of the behavior of a PWR facing different perturbations on the thermalhydraulic parameters at the inlet is presented. This work is part of the joint efforts between CNAT and ISIRYM for the neutronic noise study. A set of perturbations on the inlet core mass flow are performed with the 3D coupled neutronic-thermalhydraulic code RELAP5/PARCSv2.7.

1. INTRODUCCIÓN.

Con el fin de estudiar el fenómeno del ruido neutrónico (oscilaciones en el flujo neutrónico que pueden ser provocadas por fluctuaciones en los parámetros termohidráulicos a la entrada del núcleo [1]), en anteriores trabajos [2] se ha desarrollado un modelo del núcleo de C. N. Trillo (reactor tipo PWR-SIEMENS-KWU) en RELAP5/PARCSv2.7.

El ruido neutrónico de baja frecuencia se da en mayor medida en reactores PWR KWU que cuentan con generador de vapor con economizador. Aparece desde el principio de su operación comercial, y resulta en ciertas condiciones una fuente de activaciones espurias del sistema de limitación, por lo que supone en algunos casos pérdidas de disponibilidad. Por ello es objeto de estudio, y este trabajo forma parte de un esfuerzo conjunto de CNAT e ISIRYM-UPV por profundizar en el origen de este fenómeno.

Tradicionalmente, una de las teorías postuladas para explicar este fenómeno es que se dé una estratificación de la temperatura del refrigerante a la salida del núcleo que se mantiene al menos parcialmente en la recirculación, provocando fluctuaciones de la temperatura a la entrada del núcleo [3]. Estas fluctuaciones de temperatura, a través de su realimentación por el coeficiente de temperatura del moderador, tienen como consecuencia variaciones de reactividad y de flujo neutrónico.

Para afrontar el estudio de este fenómeno se ha desarrollado un modelo del núcleo de C. N. Trillo en RELAP5/PARCSv2.7 con tres entradas diferenciadas correspondientes a los tres lazos de entrada de refrigerante, que permitirá más adelante introducir perturbaciones distintas a la entrada de los canales termohidráulicos en función del lazo al que estén asociados.

Las secciones eficaces para cada una de las configuraciones que se estudian a continuación se obtienen mediante la metodología SIMTAB (desarrollada conjuntamente por el ISIRYM e IBERINCO), que extrae la información necesaria de los datos proporcionados por CASMO4/SIMULATE3.

El código se ha validado mediante un transitorio de caída de barra de control [2]. Para ello se dispone de los datos reales de planta y los resultados de la validación del código SIMULATE-3K llevada a cabo por CNAT [4]. Entre los datos disponibles están las señales de los detectores, tanto INCORE como EXCORE, por lo que se obtienen estas mismas señales simuladas con PARCS v2.7 para su comparación.

En este trabajo, continuando con los estudios previos, se han simulado diversas perturbaciones en el caudal de entrada de refrigerante, idénticas a las realizadas por CNAT con S3K, y se muestra la comparación de los resultados obtenidos con ambos códigos.

2. MODELO NEUTRÓNICO/TERMOHIDRÁULICO.

El código termohidráulico escogido es RELAP5. RELAP5 es un código de simulación *best-estimate* de transitorios de los sistemas de refrigeración del reactor durante accidentes base de diseño, desarrollado por la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) de Estados Unidos. Se basa en un modelo no homogéneo para el sistema bifásico de 6 ecuaciones que se resuelve mediante métodos parcialmente implícitos.

El código se ha modificado para introducir en el fichero *input* una cantidad mayor de datos, en concreto para poder introducir oscilaciones más largas y/o con menor paso de tiempo en ciertos parámetros termohidráulicos durante el transitorio.

Se utiliza un modelo de núcleo con condiciones de contorno a partir de la información proporcionada por CNAT al respecto [5]. En éste se definen tres entradas de refrigerante al núcleo (mediante componentes *Time Dependent Volume + Time Dependent Junction*), correspondientes a los tres lazos de entrada reales (Figura 1), donde se introducen las condiciones de entrada al núcleo. Esto permitirá aplicar distintas perturbaciones de los parámetros termohidráulicos en cada uno de los lazos.

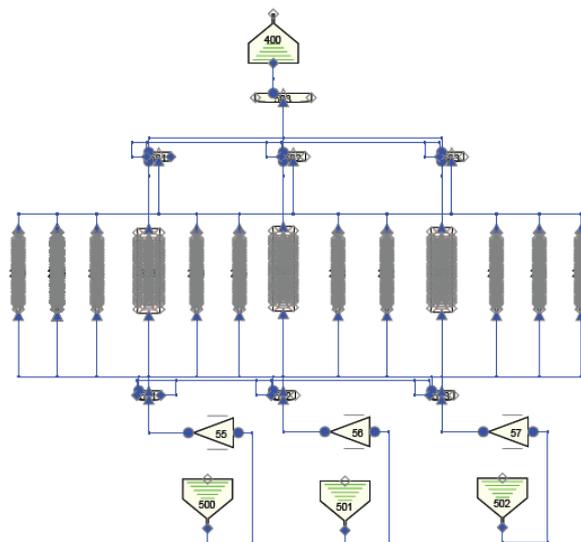


Figura 1. Nodalización del núcleo de C. N. Trillo en RELAP5.

Se trata de un modelo canal a canal, es decir, cada elemento combustible del núcleo se representa con un componente *Pipe + Heat Structure*, definiéndose además un componente para representar el *by-pass* de cada una de las tres zonas.

La distribución de los canales termohidráulicos en los tres elementos de entrada se realiza según el mapa radial presentado en la Figura 2.

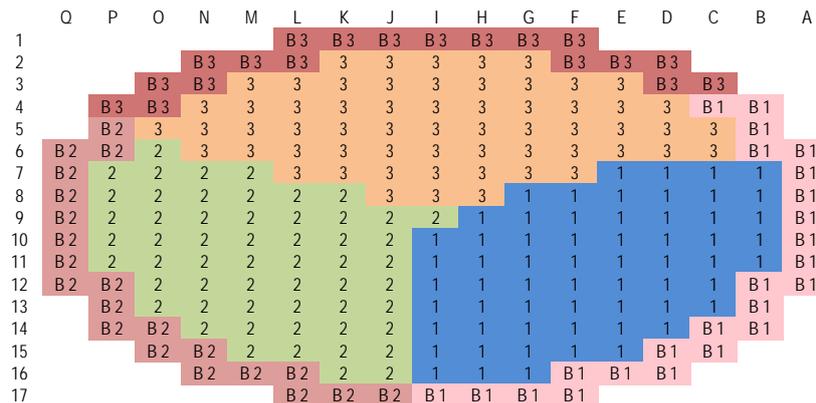


Figura 2. Distribución de los canales termohidráulicos a la entrada del núcleo.

Una distribución similar se utiliza para distribuir los canales termohidráulicos a su salida en tres componentes *Branch* distintos (girada unos grados respecto de la distribución a la entrada, de acuerdo al giro existente entre los lazos de entrada y salida).

Para el cálculo neutrónico del núcleo se utiliza el código PARCS v2.7. 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 PARCS v2.7 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 34 niveles, dos de ellos correspondientes a los reflectores axiales superior e inferior.

El modelo neutrónico se obtiene para PARCS v2.7 a partir de la información sobre el núcleo proporcionada por CNAT [4]. Esta información incluye los datos referentes a la posición de los detectores INCORE y EXCORE.

El código PARCS v2.7 se ha modificado para introducir estos datos y obtener señales de potencia relativa y flujo neutrónico en las localizaciones de ambos tipos de detectores.

3. APLICACIÓN DE LA METODOLOGÍA SIMTAB.

Las secciones eficaces y parámetros neutrónicos tridimensionales se extraen de los códigos CASMO-4/SIMULATE-3, y se obtienen en el formato NEMTAB mediante el procedimiento SIMTAB. Antes de utilizarlas es necesario validarlas. Para ello se procesan en primer lugar con el módulo neutrónico PARCS v2.7 y a continuación se procesan con el código acoplado con el que posteriormente se simulará el transitorio (RELAP5/PARCS v2.7).

Los casos analizados corresponden a la situación de la planta a EOC del ciclo 23.

En ambos casos, el criterio de quemado escogido para la agrupación de los segmentos que forman el núcleo proporciona 1379 composiciones neutrónicas (1376 correspondientes a nodos activos del núcleo y otras tres representando los reflectores inferior, superior y radial).

Los resultados, tanto para el estacionario de PARCS como para el acoplado, se muestran en la Tabla 1, así como en la Figura 3.

Tabla 1. Validación de las secciones eficaces.

	Potencia (%)	k_{eff} SIM-3	k_{eff} PARCS	Error absoluto respecto SIM-3 (pcm)	RMS error perfil axial (%)	RMS error perfil radial (%)
Estacionario PARCS	100.0	1.00016	1.009131	897.1	2.68	4.7
Estacionario Acoplado	100.0	1.00016	1.005239	507.9	2.9	4.1

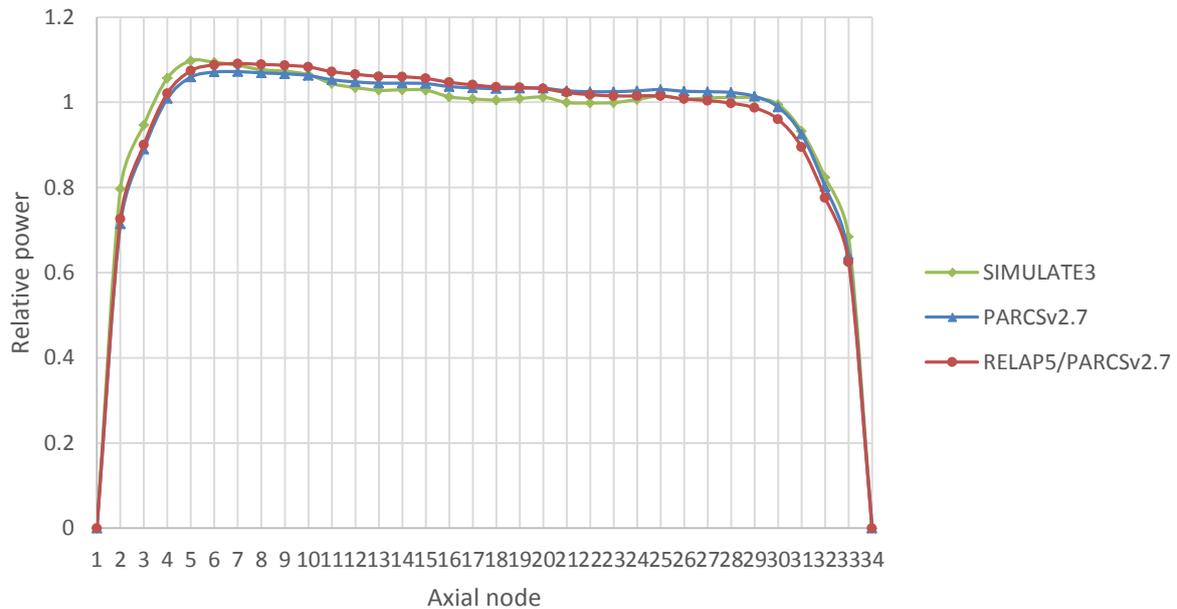


Figura 3. Perfil axial de potencia. Comparación entre SIMULATE, PARCS y RELAP/PARCS en estacionario.

A partir de estos resultados podemos concluir que la obtención de las secciones eficaces ha sido adecuada, pues permiten reproducir el estado estacionario tanto con el código PARCS v2.7 como con el acoplado RELAP5/PARCSv2.7 de forma muy aproximada a la simulación del código SIMULATE-3, el de referencia, esto es, con un error aceptable respecto a ésta.

4. RESULTADOS.

Continuando con los estudios previos encaminados a analizar el complejo fenómeno del ruido neutrónico, en este trabajo se han simulado diferentes perturbaciones del caudal de entrada de refrigerante al núcleo.

Las perturbaciones aplicadas son sinusoidales del 1% del caudal nominal de amplitud y distintas frecuencias, con el fin de analizar la respuesta del núcleo. En esta ocasión la perturbación en cada caso se aplica en idénticas condiciones en los tres lazos de entrada (sin desfase).

La configuración del núcleo escogida es de fin de ciclo (EOC), puesto que el coeficiente de temperatura del moderador es mayor (más negativo) y la variación del caudal de entrada, que afecta directamente a la temperatura, tiene mayor impacto en la reactividad. Con esta configuración, la aplicación de la metodología SIMTAB proporciona unos errores similares a los obtenidos anteriormente.

Se analiza un total de 22 transitorios provocados por perturbación sinusoidal de la temperatura de entrada al núcleo con frecuencias desde 0.1 Hz hasta 1 Hz (de idéntica amplitud).

De este conjunto de simulaciones se analiza la amplitud de la oscilación de potencia provocada, así como de la oscilación de temperatura media del núcleo. Estos resultados se comparan con los obtenidos por CNAT con S3K (Figuras 4 y 5).

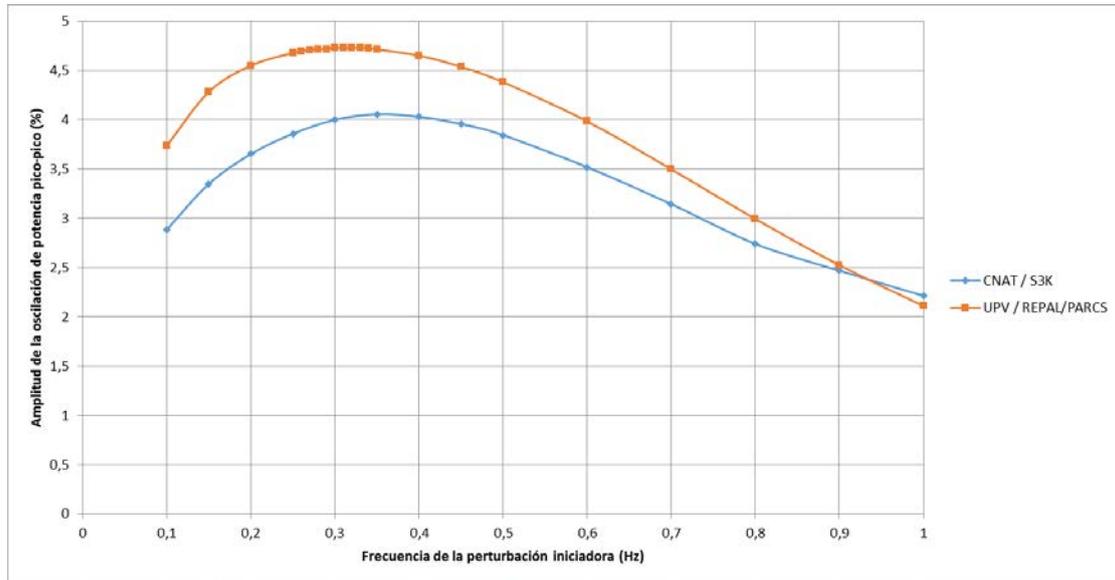


Figura 4. Amplitud de la oscilación de potencia (% sobre la nominal) en función de la frecuencia de la perturbación de caudal a la entrada.

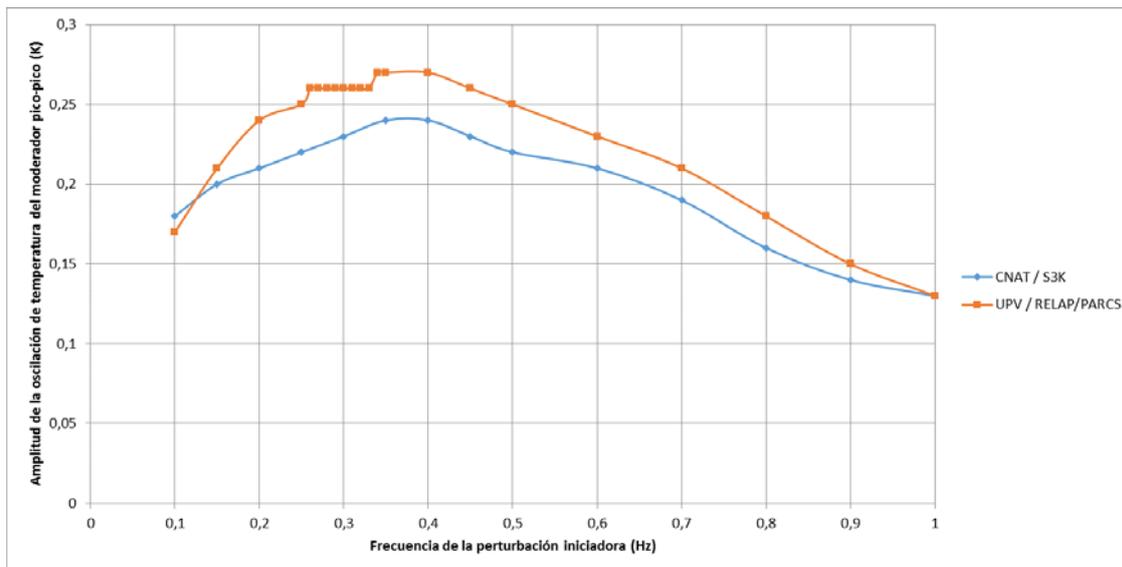


Figura 5. Amplitud de la oscilación de temperatura media del moderador en función de la frecuencia de la perturbación de caudal a la entrada.

Se observan amplitudes de oscilación de potencia de hasta el 2.5% (5% pico a pico) a bajas frecuencias. La amplitud máxima de oscilación de temperatura es de alrededor de 0.27 K para bajas frecuencias. Las amplitudes, en ambos casos, tienen su máximo sobre los 0.3 Hz y disminuyen considerablemente para frecuencias mayores.

En comparación con los resultados previos [2], para perturbaciones de la temperatura de entrada al núcleo, se observa una menor amplitud en los resultados (2.5% frente al 9% de amplitud en potencia obtenido en los trabajos anteriores).

5. CONCLUSIONES.

Se ha desarrollado un modelo del núcleo de C. N. Trillo en RELAP5/PARCSv2.7, modificando el código acoplado para aplicar perturbaciones que requieran un gran número de datos y para obtener las señales simuladas de los detectores INCORE y EXCORE de este núcleo.

Se han analizado las amplitudes tanto de la fluctuación de potencia resultante como de la fluctuación de la temperatura media del moderador. Los resultados del conjunto de simulaciones realizadas se han comparado con los obtenidos por CNAT mediante el código SIMULATE-3K.

Estos resultados son similares, aunque para ciertas frecuencias la diferencia es mayor, como se observó en el análisis de fluctuaciones de la temperatura de entrada al núcleo (análogo a este). Respecto a este análisis anterior, se observa un comportamiento diferente del núcleo frente a ambos tipos de perturbación: de la temperatura o del caudal de entrada, siendo menor la amplitud de las oscilaciones resultantes en el segundo caso.

AGRADECIMIENTOS.

Los autores quieren agradecer a CNAT e IBERINCO su apoyo económico en este estudio, así como a Juan Antonio Bermejo, Arturo López y Alberto Ortego, su buena disposición y su colaboración para la realización del mismo.

REFERENCIAS.

- [1] Grondey, G., Harms, R., Kumpf, H., Winderl, G., "Low frequency noise in a PWR and its influence on the normal operational characteristics of the plant" OECD/CSNI Spec. Meet. In Core Instr. and React. Core Assessment – Pittsburg (USA), 1991.
- [2] García-Fenoll, M., Barrachina, T., Miró, R., Verdú, G., Bermejo, J. A., López, A., Ortego, A., "Análisis de fluctuaciones termohidráulicas en C. N. Trillo con RELAP5/PARCSv2.7. Validación del código y comparación con resultados de SIMULATE-3K", 39ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Septiembre de 2013.
- [3] Central Nuclear Almaraz-Trillo, "Análisis de fluctuaciones termohidráulicas en C. N. Trillo con SIMULATE-3K", 38ª Reunión Anual de la Sociedad Nuclear Española, Octubre de 2012.
- [4] Ortego, A., "Modelo C. N. Trillo mediante los códigos CASMO-4/SIMULATE-3", Marzo de 2004.
- [5] Central Nuclear Almaraz-Trillo, "Simulación de TRILLO con RELAP Módulo YC, Vasija del reactor", Octubre de 2002.