

SIMULACIÓN DE UN ELEMENTO COMBUSTIBLE PWR SIMPLIFICADO MEDIANTE LOS CÓDIGOS ACOPLADOS CFD- NEUTRONICO ANSYS CFX 12.1 Y PARCS

C. Peña¹, S. Chiva¹, R. Miró², T. Barrachina², F. Pellacani³ y R. Macián Juan³

¹Departamento de Ingeniería Mecánica y Construcción
Universitat Jaume I - UJI
Campus del Riu Sec 12080 Castellón de la Plana, Spain
carlos.pena@uji.es, schiva@emc.uji.es

²Instituto de Seguridad Nuclear, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)
Universitat Politècnica de València - UPV
Camí de Vera s/n, 46021 Valencia
rmiro@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es

³NTech Lehrstuhl für Nukleartechnik
Technische Universität München
Boltzmannstr. 15 85748 Garching, Germany
pellacani@ntech.mw.tum.de, macian@ntech.mw.tum.de

SINOPSIS. *Se ha desarrollado una nueva herramienta computacional para los cálculos de reactores nucleares basada en el acople entre el código de transporte neutrónico PARCS y el código comercial de dinámica de fluidos computacional (CFD) ANSYS CFX 12.1. En esta contribución se presentan los primeros resultados de la aplicación de esta nueva metodología para el acople de códigos CFD con códigos neutrónicos.*

En el pasado, las metodologías desarrolladas tenían por objeto el acoplamiento de códigos neutrónicos 3D con códigos termohidráulicos 1D. Este trabajo representa uno de los primeros intentos en el acoplamiento entre la neutrónica y la termohidráulica en tres dimensiones.

Con esta nueva herramienta de simulación se abren nuevas posibilidades en el diseño de elementos combustibles, ya que contribuye a un mejor entendimiento y una mejor simulación de los procesos de transferencia de calor y fenómenos específicos de dinámica de fluidos como el "crossflow". La simulación de transitorios de inserción de barra de control, dilución de boro o inyección de agua fría se pueden llevar a cabo con un nivel de precisión que no es posible alcanzar con las metodologías actuales basadas en el uso de códigos de sistema.

El transporte de neutrones depende de varios parámetros, entre ellos, la temperatura del combustible y la densidad del moderador. Estos datos se obtienen del código CFD con una elevada resolución a nivel local y se utilizan como entrada al código neutrónico para calcular la distribución de potencia en el combustible (pin by pin) la cual a su vez se aplica como condición de contorno en el código CFD.

En esta ponencia se presentan los resultados de la simulación de transitorios de inyección de agua fría modelando un cuarto de un elemento combustible PWR. Los mismos transitorios se han simulado con los códigos acoplados RELAP5/PARCS para poder comparar los resultados obtenidos con ANSYS CFX/PARCS.

1. INTRODUCCIÓN

Para obtener la licencia de una planta de energía nuclear se deben realizar una gran variedad de análisis usando códigos termohidráulicos 1D de tipo *best-estimate* capaces de simular una planta completa en régimen transitorio y situaciones de accidente. Con su uso es posible simular un amplio rango de escenarios no solo en condiciones de accidentes como un LOCA sino también transitorios de interés en condiciones normales de funcionamiento como una inserción o extracción de las barras de control. Estos transitorios pueden ser analizados con códigos acoplados capaces de simular el comportamiento termohidráulico y neutrónico de un reactor nuclear con un alto grado de fiabilidad.

No obstante, el estudio detallado de asimetrías de potencia y distribuciones de caudal dentro de los elementos de combustible, incluso usando las opciones de flujo 3D disponibles en algunos de los códigos *best-estimate*, está fuera del alcance de estos códigos acoplados.

El uso de códigos CFD permite captar un alto nivel de precisión de la distribución espacial del flujo ya que son capaces de reproducir detalladamente el movimiento del flujo a nivel de una sola varilla y también considerar la turbulencia y su efecto en la dinámica del fluido que determinan la transferencia local de calor, importante en la evaluación de la integridad del combustible. Los códigos CFD representan detalladamente los campos de velocidad y temperatura en el moderador, los cuales pueden ser acoplados con las descripciones neutrónicas y materiales del combustible a fin de obtener un grado sin precedentes en el análisis del comportamiento del combustible nuclear.

El procedimiento de acople, la descripción de los parámetros requeridos en el intercambio de datos y el software involucrado ha sido expuesto en la contribución “*Desarrollo de un procedimiento para el cálculo acoplado CFD-Neutrónico con ANSYS CFX 12.1 y PARCS*” también presentada en esta conferencia. En esta ponencia el procedimiento de acople entre un CFD de uso genérico y un código de difusión de neutrones es aplicado para la simulación en régimen estacionario y transitorio de un cuarto de elemento combustible PWR. Los resultados se comparan con los obtenidos en RELAP5/PARCS [1] [2].

2. DESCRIPCIÓN DE LOS MODELOS

Este capítulo describe el problema a resolver por la herramienta acoplada y el modo en el que el modelo geométrico ha sido implementado en los códigos CFD y neutrónico.

Un cuarto de elemento combustible de reactor nuclear PWR será examinado (Figura 1), la sección transversal modelada está compuesta por 16x16 mientras que un cuarto de 8x8 compuesto por 59 varillas de combustible y 5 barras de control. El diámetro exterior de la vaina es de 10.75 mm, la varilla de combustible tiene un diámetro de 9.11 mm correspondiendo a un grosor del huelgo de 0.0095 mm. El diámetro exterior de la barra de control es de 13.8 mm. Cuatro diferentes dominios han sido identificados: un fluido, para el moderador y tres dominios sólidos para el combustible, huelgo y vaina.

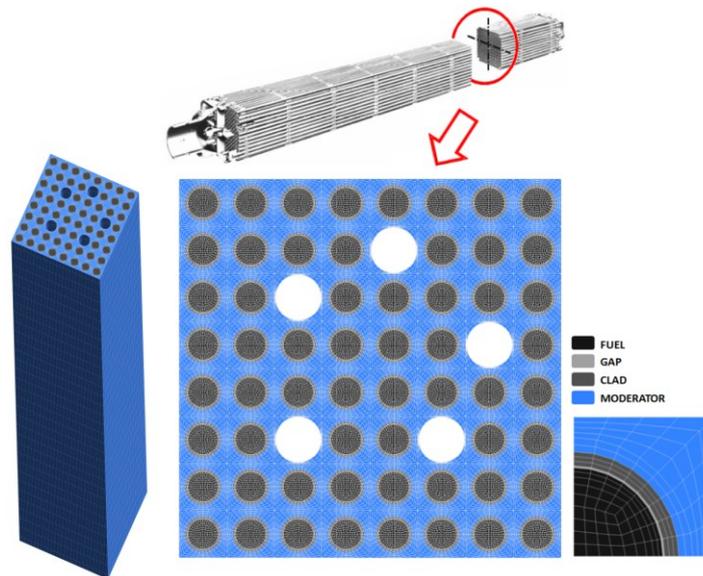


Figura 1.- Sección transversal de un elemento de combustible PWR y detalle de una cuarta parte de subcanal

2.1 Descripción del modelo de ANSYS CFX

Para el diseño óptimo del modelo se han elaborado con ICEM CFD diversas configuraciones de mallas hexaédricas y se ha realizado un análisis de la sensibilidad de la malla. El modelo con el menor tiempo computacional y con una independencia en los resultados obtenidos cuenta con alrededor de 1080288 elementos y representa un elemento simplificado de un reactor nuclear PWR usando condiciones de contorno de simetría para el plano de corte axial.

El modelo consiste en cuatro diferentes dominios: uno fluido y tres sólidos (ver Figura 1). Todos ellos están conectados por interfaces con flujo térmico conservativo. El calor es únicamente generado en el dominio del combustible pero es transferido al fluido a través de la conducción en las regiones de la vaina y del hueco de la varilla. El hueco es modelado como un dominio sólido y no en uno fluido tal y como se realiza en RELAP5. En ANSYS CFX se han añadido los materiales con las propiedades usadas en RELAP5 para poder realizar la validación de resultados.

Las condiciones de contorno usadas para la simulación del CFD se muestran en la Tabla 1. El modelo de turbulencia usado para la fase líquida es el SST, basado en el modelo de turbulencia RANS.

Tabla 1.- Condiciones de contorno para la simulación en estado estacionario.

Temperatura de entrada del moderador	567.7 K
Flujo másico del moderador	22.277 kg/s
Presión de referencia	15.51 MPa
Potencia media del elemento de combustible	17.005 MW

2.3 Descripción del modelo de PARCS

El modelo creado para PARCS 2.7 es un modelo neutrónico 3D de un elemento de combustible PWR con las características anteriormente citadas. Las secciones eficaces y los parámetros neutrónicos para el elemento combustible han sido calculadas con la metodología SIMTAB basada en el uso conjunto de CASMO/SIMULATE [3] [4] y desarrollado por la

Universitat Politècnica de València conjuntamente con Iberdrola [5] [6]. Se pueden llevar a cabo un gran rango de condiciones transitorios ya que han sido preparadas para un gran rango de presión y temperatura.

El método usado para el cálculo de la temperatura Doppler en el combustible está basado en la temperatura media de la estructura de calor calculada por el código termohidráulico. La descripción geométrica del modelo de elementos de combustible contiene 34 nodos en la dirección vertical (primer nodo 14 cm, nodos del 2 al 33 10.625 y último nodo 20 cm) y 1 en la dirección transversal con 23 cm.

2.4 Descripción del modelo de RELAP5

El modelo para RELAP5 se trata de un modelo termohidráulico unidimensional de un elemento de combustible genérico modelo usando el componente *PIPE* conectado en paralelo a la estructura de calor. No se ha considerado el efecto de los espaciadores y únicamente la pérdida de presión por fricción a lo largo de las varillas contribuye la caída de presión en el elemento de combustible.

3. RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN

Se han realizado diversas simulaciones en régimen estacionario y transitorio, los resultados se muestran en los siguientes apartados. El análisis elaborado del tiempo computacional para cálculo transitorio en función del número de procesadores usados observado en la Figura 2 indica un número de 8 procesadores que minimiza los recursos computacionales obteniendo un tiempo computacional óptimo.

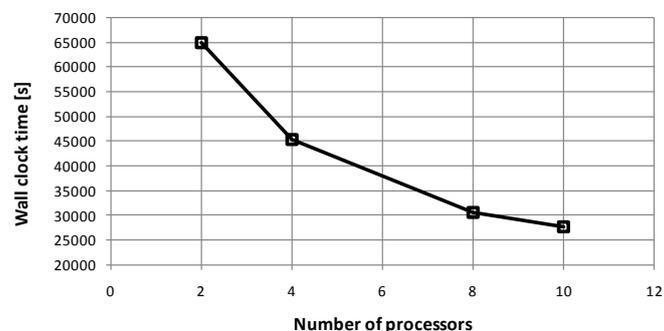


Figura 2.- Tiempo de computación para una simulación transitoria de duración 25 s y paso de tiempo 0.2 s.

3.1 Resultados de la simulación en régimen estacionario

En esta sección se muestran los resultados de un caso en estado estacionario para verificar el funcionamiento del acople ANSYS CFX/PARCS en la simulación de un cuarto de elemento de combustible. La distribución de potencia (Figura 3, izquierda) y la temperatura media de la estructura de calor (aplicando a cada varilla de elemento de combustible la misma potencia) a lo largo del eje axial (Figura 3, derecha) obtenida con RELAP5/PARCS se ajusta perfectamente a la obtenida con ANSYS CFX/PARCS.

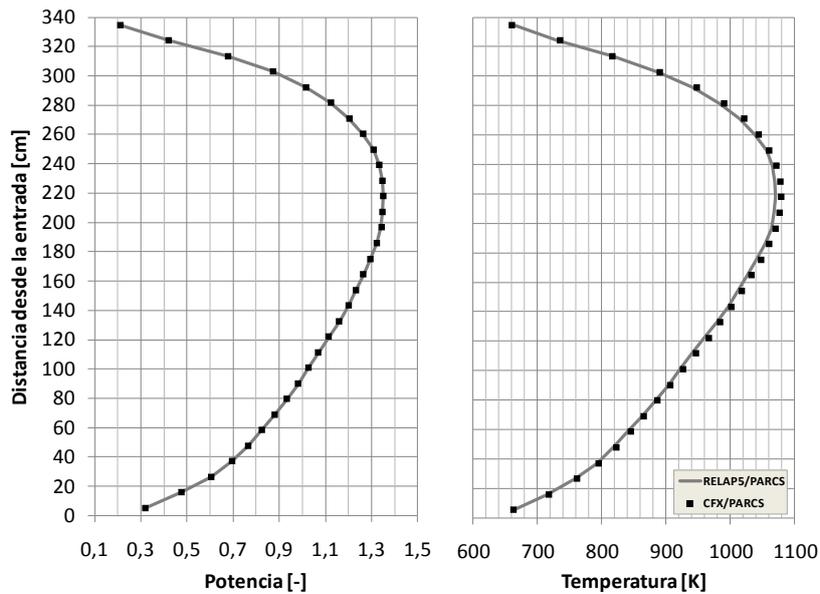


Figura 3.- Comparación de la distribución axial de potencia (izquierda) y temperatura de la estructura de calor.

El resultado de la temperatura, densidad y velocidad del moderador a lo largo del eje axial se muestran en el diagrama de la Figura 4. Los valores del cálculo acoplado con ANSYS CFX/PARCS son valores medios volumétricos que engloban los volúmenes computacionales contenidos en los volúmenes de la malla mucho más gruesa del RELAP5. En los resultados se observa el correcto ajuste entre ambas soluciones acopladas, validando el procedimiento desarrollado en CSAP. El valor de k efectiva calculado por RELAP5/PARCS corresponde a 1.055552 y el calculado con ANSYS CFX/PARCS es 1.055458. La diferencia de reactividad se considera aceptable.

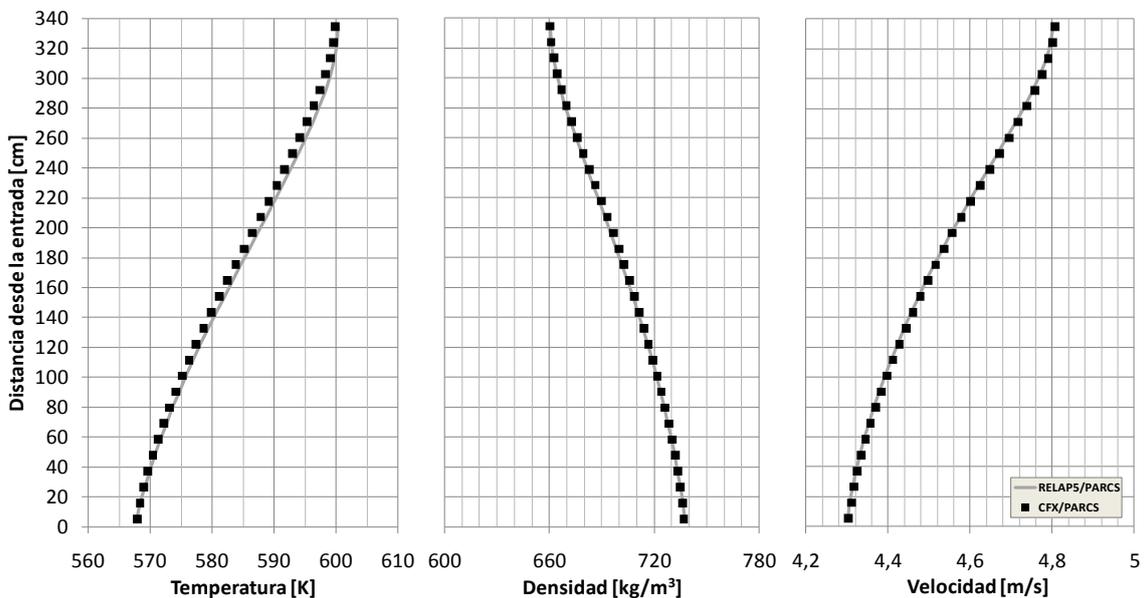


Figura 4.- Comparación en régimen transitorio de la temperatura media de la estructura de calor (arriba) y temperatura del moderador en tres diferentes posiciones axiales obtenidas con RELAP5/PARCS y ANSYS CFX/PARCS.

3.2 Resultados de simulaciones en régimen transitorio

3.2.1 Variación sinusoidal en la temperatura de entrada

La Figura 5 muestra los resultados con la condición de temperatura de entrada del moderador como variación sinusoidal siguiendo una función senoidal con una amplitud de 20 K y un periodo de 20 segundos. Este escenario transitorio sería representativo de un transitorio que podría tener lugar durante una operación normal de un reactor nuclear. El cambio de temperatura es progresivo y los fenómenos en el reactor se suceden con un tiempo constante relativamente lento. Los resultados obtenidos con ANSYS CFX/PARCS y RELAP5/PARCS son comparados en tres diferentes posiciones axiales: nodo 2, nodo 16 y nodo 31 de la nodalización de la estructura de calor en RELAP5. La temperatura media de la estructura de calor (Figura 5, arriba) y la temperatura del moderador (Figura 5, abajo) obtenida con RELAP5/PARCS se ajustan perfectamente a la de ANSYS CFX/PARCS.

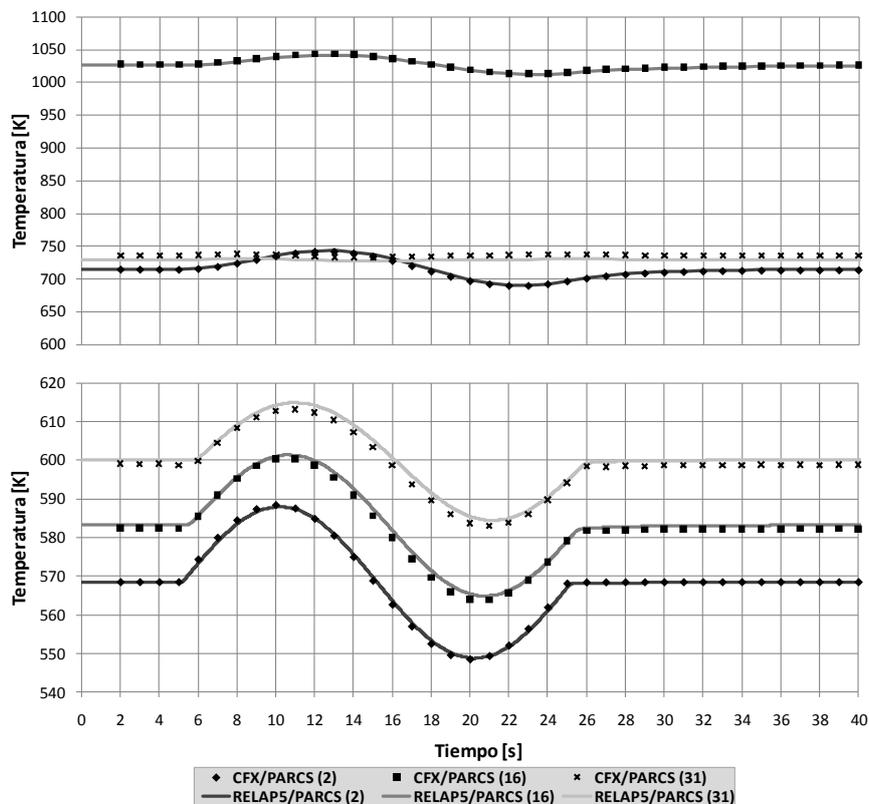


Figura 5.- Comparación en régimen transitorio de la temperatura media de la estructura de calor (arriba) y temperatura del moderador en tres diferentes posiciones axiales obtenidas con RELAP5/PARCS y ANSYS CFX/PARCS.

3.2.1 Escalón en la temperatura de entrada

El caso de una temperatura de entrada decreciendo 50 K repentinamente simularía una condición de accidente donde los mecanismos de seguridad actúan inyectando agua a temperatura inferior para favorecer el enfriamiento del reactor. Los resultados obtenidos son de nuevo comparados en los mismos tres puntos axiales que en la sección anterior.

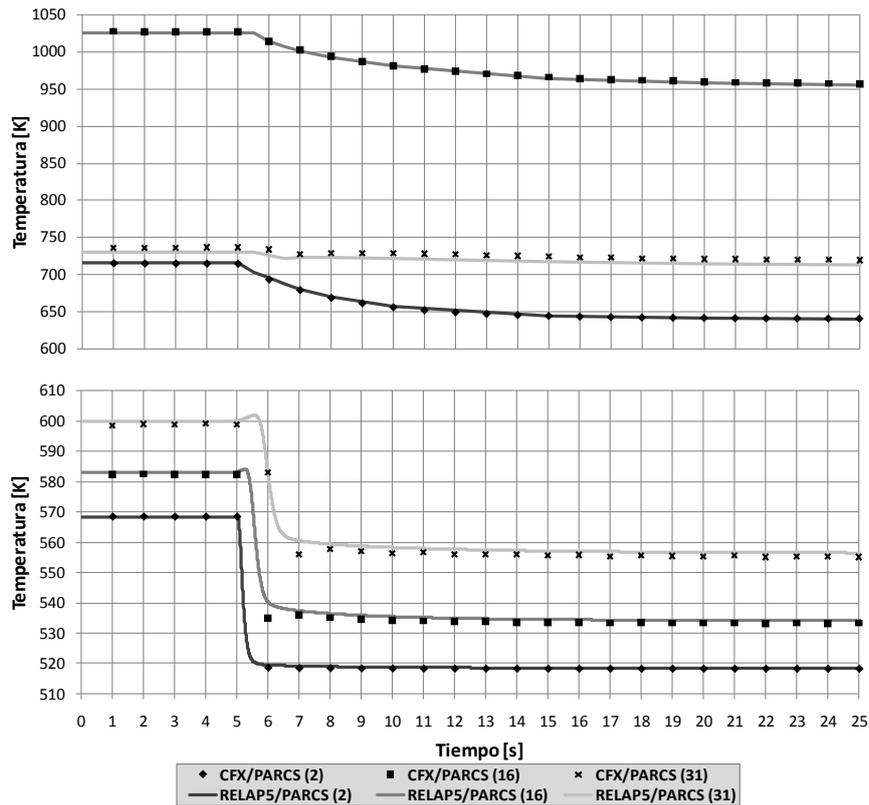


Figura 6.- Comparación en régimen transitorio de la temperatura media de la estructura de calor (arriba) y temperatura del moderador en tres diferentes posiciones axiales obtenidas con RELAP5/PARCS y ANSYS CFX/PARCS.

4. CONCLUSIONES

El procedimiento de simulación CFD/Neutrónico presentado en la ponencia “*Desarrollo de un procedimiento para el cálculo acoplado CFD/Neutrónico con ANSYS CFX 12.1 y PARCS*” presentado en esta misma conferencia ha sido evaluado mediante la simulación de cuarto de elemento combustible de un reactor nuclear. La estrategia de acople es coherente y presenta resultados precisos haciendo posible el estudio de transitorios más realistas.

Futuros desarrollos se centran en la simulación de situaciones más complejas considerando más elementos de combustible con la intención de investigar fenómenos más complejos a nivel tridimensional y en la extensión del código acoplado CSAP en el uso del módulo de reconstrucción de potencia tridimensional para las varillas de combustible incluido en PARCS.

REFERENCIAS

- [1] RELAP5/MOD3 Code Manual Volume I, Idaho National Engineering Laboratory, June 1995.
- [2] PARCS v2.6, U.S. NRC Core Neutronics Simulator, USER MANUAL, Purdue University 2004.
- [3] Joel Rhodes Malte Edenius, CASMO-4 A FUEL ASSEMBLY BURNUP PROGRAM User’s Manual, Studsvik Scandpower Inc., 2001.
- [4] T. Cronin, K. S. Smith, D. M. Ver Planck, “SIMULATE-3. Advanced three-dimensional

- two-group reactor analysis code”, Studsvik/SOA-95/18, 1995.
- [5] R. Miró, T. Barrachina, F. Maggini, O. Roselló, G. Verdú, A. Gómez, A. Ortego, J. C. Martínez-Murillo, Utilization of SIMTAB methodology in translating the kinetics parameters from SIMULATE-3 to RELAP5/PARCS for REA 3D-dynamic analysis in Trillo NPP. ENS International Meeting on LWR Fuel Performance, 2006 Salamanca Spain.
- [6] 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, PhD Thesis, UPV, 2004.