

# MODELIZACIÓN DEL ESTADO ESTACIONARIO DE LAS CONDICIONES DE FLUJO DE UN REACTOR TRIGA MEDIANTE EL CÓDIGO DE DINÁMICA DE FLUIDOS COMPUTACIONAL ANSYS CFX

**M. Martínez\*, R. Miró, G. Verdú**

\*Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)  
Universitat Politècnica de Valencia  
C/ Camino de Vera s/n, 46022 Valencia, Spain  
momarlia@iqn.upv.es; rmiro@iqn.upv.es; gverdu@iqn.upv.es

**C. Pereira**

Departamento de Ingeniería Nuclear  
Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG), Belo Horizonte, Brazil  
claubia@nuclear.ufmg.br

**S. Chiva**

Departamento de Ingeniería Mecánica y Construcción  
Universitat Jaume I  
Av. de Vicent Sos Baynat s/n, 12071 Castelló de la Plana, Spain  
schiva@emc.uji.es

**A.Z. Mesquita**

Centro de Desarrollo de La Tecnología Nuclear (CDTN/CNEN)  
Campus UFMG, Belo Horizonte, Brazil  
amir@cdtn.br

## RESUMEN

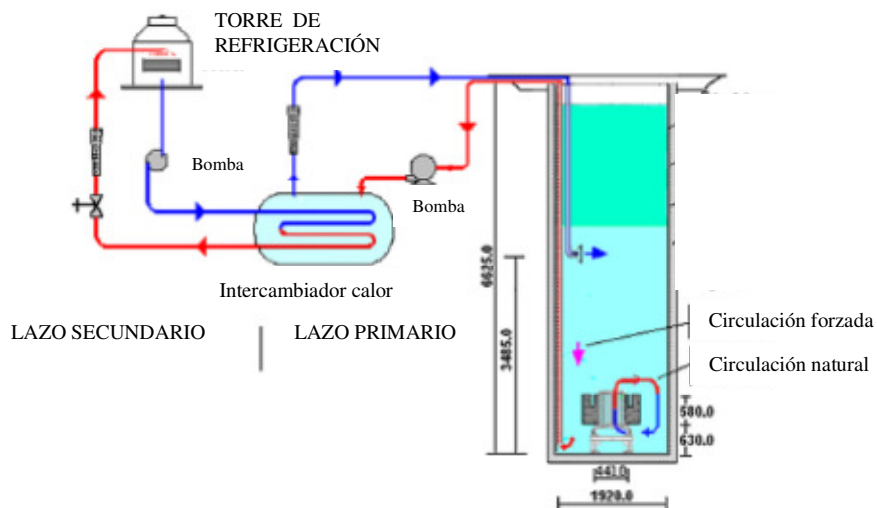
El uso de los códigos de Dinámica de Fluidos Computacional (CFD) 3D para predecir el flujo estacionario y transitorio en los reactores nucleares está creciendo rápidamente y constituye una nueva tendencia en su estudio. En este trabajo se presenta un modelo de un reactor de entrenamiento TRIGA (*Training Research Isotopes General Atomic*) tipo IPR-R1 desarrollado con el código de CFD ANSYS-CFX. El reactor nuclear TRIGA IPR-R1 está ubicado en el Centro de Desarrollo de Tecnología Nuclear (CDTN/CNEN) de Brasil y consiste en un reactor de investigación de 250 kW, moderado y refrigerado con agua ligera, con reflectores de grafito y de piscina abierta. En el trabajo se muestra el desarrollo del modelo de CFD y se muestran los resultados de la simulación en estado estacionario operando a 50 kW de potencia.

*Palabras clave:* Termohidráulica, códigos CFD, reactores de investigación, TRIGA

## 1. INTRODUCCIÓN

El interés en la seguridad de los reactores nucleares de entrenamiento e investigación está creciendo debido a su extensa explotación para diferentes propósitos científicos y sociales. Un reactor de investigación tipo TRIGA (*Training Research Isotopes General Atomic*) es un reactor de piscina abierta que suele ser instalado sin edificio contención y que lo emplean las instituciones científicas y universidades para propósitos como educación, investigación, control no destructivo y producción de isótopos. En la figura 1 se muestra una representación esquemática del modelo de reactor TRIGA IPR-R1 que se estudia en el presente trabajo.

Los códigos de sistemas termohidráulicos (como por ejemplo, RELAP5 TRACE and TRAC-BF1) han dominado el modelado para el análisis de la Seguridad del Reactor Nuclear (NRS) [1]. Sin embargo, en la última década se aprecia un incremento considerable en el uso de códigos 3D de Dinámica de Fluidos Computacional (CFD) para predecir los flujos estacionarios y transitorios de los reactores nucleares para fenómenos tan importantes como el estrés térmico presurizado o la mezcla de refrigerante [2].



**Figura 1: Representación esquemática del Reactor TRIGA IPR-R1.**

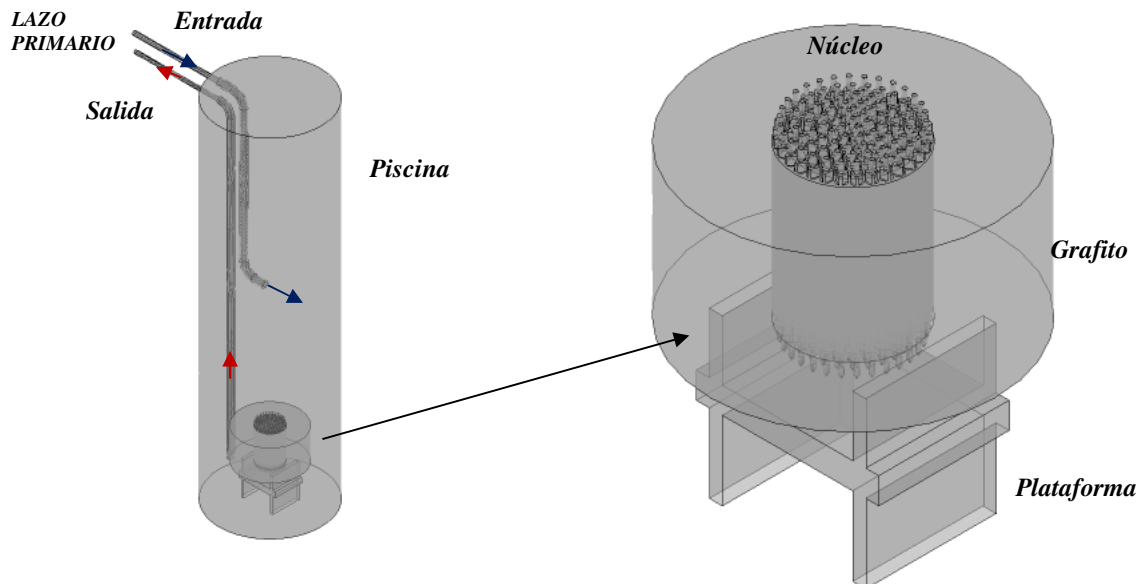
En este trabajo se presenta el modelo de un reactor nuclear de investigación tipo TRIGA IPR-R1 desarrollado con el código de CFD Ansys CFX [3]. Este reactor, ubicado en el Centro de Desarrollo de Tecnología Nuclear (CDTN/CNEN) de Brasil, es un reactor de entrenamiento de 250 kW, moderado y refrigerado con agua ligera, con reflectores de grafito y de piscina abierta [4-5].

En el trabajo se presentan los primeros cálculos del estado estacionario obtenidos con el modelo de CFD simulando las condiciones de operación del reactor TRIGA IPR-R1 a 50 kW. El desarrollo y los resultados obtenidos con el modelo de CFD muestran la utilidad de estos códigos para el cálculo en 3D de las variables termohidráulicas de estos reactores.

## 2. MODELO DESARROLLADO CON EL CÓDIGO CFD

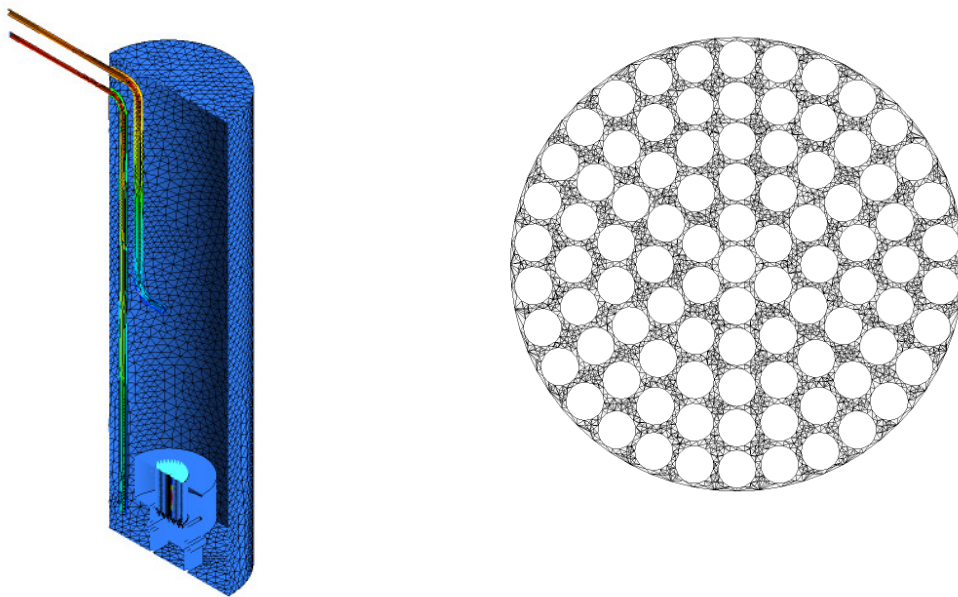
### 2.1. Diseño geométrico y de la malla.

El reactor está ubicado en una piscina llena de agua ligera desmineralizada de 6.625 m de profundidad y 1.92 m de diámetro interno. El núcleo del reactor tiene una configuración cilíndrica con 6 anillos concéntricos (A, B, C, D, E, F) donde se distribuyen las 91 posiciones disponibles para albergar los elementos combustibles, las barras de control, reflectores y canales de irradiación. En la figura 2 se puede observar el diseño geométrico del reactor desarrollado con el módulo *Designmodeler* de ANSYS.



**Figura 2: Reactor TRIGA IPR-R1. Diseño Geométrico.**

El código de de CFD utilizado para el análisis ha sido ANSYS CFX-v12. Para el cálculo numérico se ha desarrollado una malla no estructurada compuesta por 2593000 elementos tetraédricos. En la zona cercana al núcleo del reactor se ha refinado la malla con el fin de capturar la circulación natural. En la figura 3 se muestra una vista de la malla generada.



**Figura 3: Reactor TRIGA IPR-R1. Detalles de la malla.**

## **2.2. Condiciones de contorno y selección de modelos.**

El agua de la piscina actúa principalmente como refrigerante, así como, moderador, reflector de neutrones y apantallamiento biológico de la radiación del núcleo. La refrigeración del núcleo ocurre mediante convección natural, donde la circulación es gobernada por las fuerzas debido a las diferencias en la densidad del agua. La eliminación del calor generado por el núcleo se realiza mediante el bombeo del agua de refrigeración a través del intercambiador de calor. De ahí que, para poder captar los fenómenos de convección natural, se incluyan las fuerzas de empuje (*buoyancy forces*) en el cálculo.

Como condiciones de contorno de entrada y salida se ha impuesto un caudal de refrigeración de  $30 \text{ m}^3/\text{h}$  ( $8.3 \text{ kg/s}$ ). La temperatura de entrada del agua de refrigeración impuesta es de  $300 \text{ K}$  ( $27^\circ\text{C}$ ). Además, la superficie libre de agua de la piscina se ha considerado como condición de contorno abierta, a presión atmosférica y con una temperatura de  $300 \text{ K}$ .

En el núcleo del reactor se han modelado con idénticas dimensiones las 91 posiciones que albergan todos los tipos de elementos. Todos los elementos se han representado con las dimensiones de los elementos combustibles, sin embargo, solamente en los 63 elementos combustibles se ha incluido la transferencia de calor (flujo de calor en las paredes). La transferencia de calor aparece como una función senoidal de flujo de calor en las paredes.



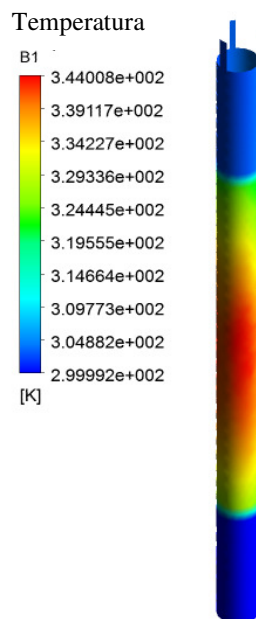
### 3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Este trabajo constituye una primera aproximación en el desarrollo de un modelo con el código de CFD ANSYS-CFX para simular el reactor nuclear de entrenamiento e investigación TRIGA modelo IPR-R1.

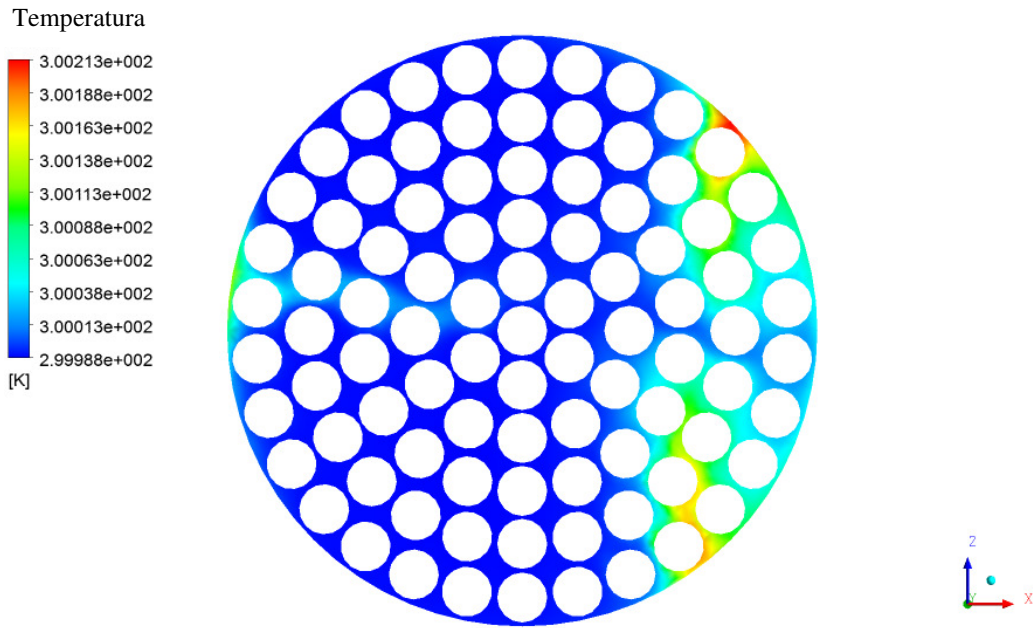
La validación del modelo de CFD implica que el modelo reproduce las condiciones del sistema medidas en estado estacionario con unos márgenes aceptables. Los resultados experimentales son propiedad del Centro de Desarrollo de Tecnología Nuclear (CDTN/CNEN) de Brasil, por lo tanto, en este trabajo los resultados se han representado solamente los resultados de la simulación con el modelo de CFX.

En primer lugar, se muestra en las figura 5 la distribución de temperatura en la pared de contacto entre el elemento combustible y el fluido de refrigeración. Se comprueba como la distribución de temperatura axial sigue también un perfil senoidal.

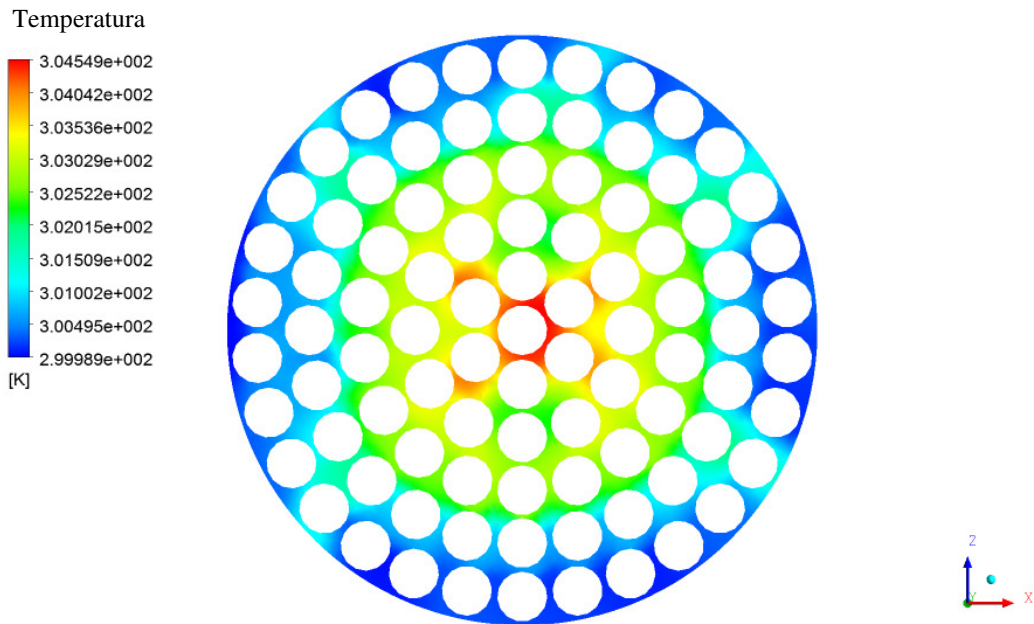
En las figuras 6 y 7 se representa la distribución de temperatura radial en la entrada y salida del fluido en el núcleo del reactor. Se observa como existe una diferencia de 4 grados entre la temperatura del fluido a la entrada y salida del núcleo.



**Figura 5: Reactor TRIGA IPR-R1. Distribución axial de temperatura en el elemento combustible B1.**

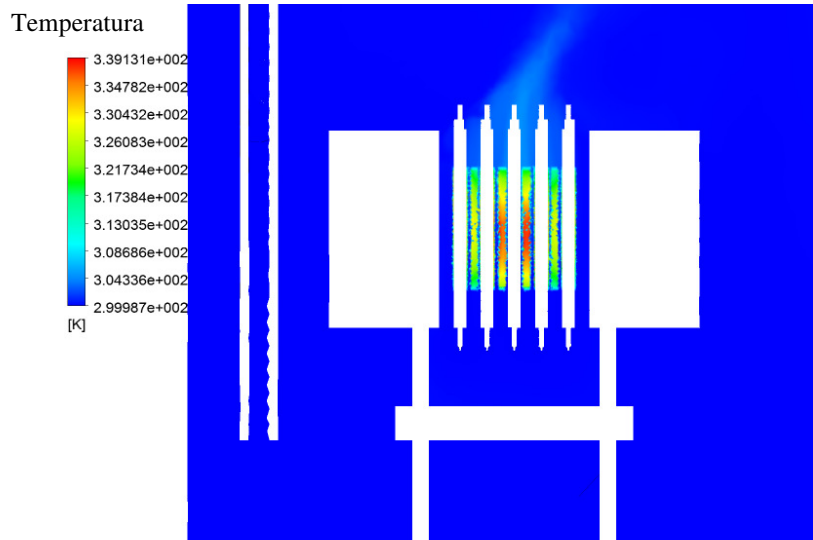


**Figura 6: Reactor TRIGA IPR-R1. Temperatura a la entrada del núcleo.**

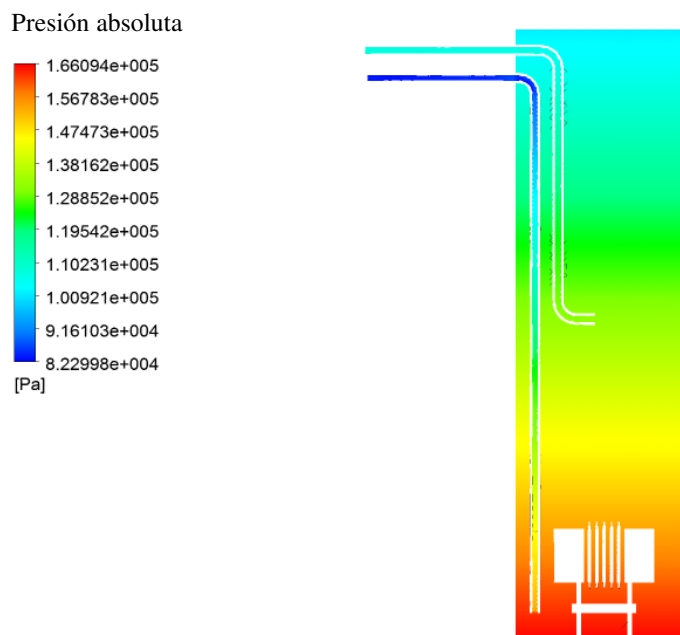


**Figura 7: Reactor TRIGA IPR-R1. Temperatura a la salida del núcleo.**

Finalmente, en las siguientes figuras, se representan algunas otras vistas del reactor completo donde se muestran la distribución de temperatura y el perfil de presión en la dirección axial de todo el sistema.



**Figura 8: Distribución axial de temperatura del reactor completo.**



**Figura 9: Perfil axial de la presión absoluta del reactor completo.**



Este trabajo constituye el primer estudio para la simulación del reactor de entrenamiento TRIGA IPR-R1 con el código de dinámica de fluidos computacional de propósito general ANSYS-CFX. En el mismo se han introducido simplificaciones geométricas en los detalles del núcleo del reactor, sin embargo, se ha optado por realizar una buena aproximación de la distribución de potencia introduciendo los valores de otros trabajos realizados con RELAP5 (A.L Costa et al., 2010). Aunque sólo se presentan los resultados del modelo, se observa que el modelo desarrollado con CFD reproduce el actual comportamiento estacionario del reactor. En futuros estudios se pretende validar este modelo con datos experimentales y con los resultados obtenidos con otros códigos como RELAP.

Además, en futuros estudios el trabajo se centrará en la influencia de las características de la malla y de los modelos de turbulencia en los resultados.

### REFERENCIAS

1. A.L. Costa, P.A.L. Reis, C.Pereira, M.A.F. Veloso, A.Z. Mesquita and H.V. Soares, “Thermal hydraulic analysis of the IPR-R1 TRIGA research reactor using a RELAP5 model” *Nuclear Engineering and Design*, 240, pp. 1487-1494 (2010).
2. T. Hönhe, E. Krepper and U. Rhode, “Application of CFD codes in Nuclear Reactor Safety Analysis” *Science and Technology of Nuclear Installations*.
3. ANSYS CFX Reference Guide. Release 12.1. ANSYS, Inc. (November 2009).
4. A.Z. Mesquita, H.C. Rezende, E.B. Tambourgi, “Power Calibration of the TRIGA MARK I Research Reactor” *Journal of the Braz. Soc. Of Mech Sci. & Eng.*, 29, pp. 240-245 (2007).
5. A.Z. Mesquita, H.C. Rezende, “Monitoramento em tempo real da potência de um reator nuclear de pesquisa pelo balanço térmico”, *VI National Congress of Mechanical Engineering*, August 18-21, 2010, Campina Grande, Brazil.
6. J. Mahaffy, B. Chung, F. Dubois, F. Drucos, E. Graffard, M. Heitsch, M. Henriksson, E. Komen, F. Moretti, T. Morii, P. Mühlbauer, U. Rodhe, M. Scheuerer, B.L. Smith, C. Song, T. Watanabe and G. Zigh, “Best Practice Guidelines for the use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications.” *Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R* (2007).