



Diotima, Revista Científica de Estudios Transdisciplinaria  
ISSN: 2448- 549. Vol. 8 Núm. 23 mayo-agosto 2023

**ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR  
NUCLEAR TRIGA MARK III EMPLEANDO CFD**

**THERMO-HYDRAULIC ANALYSIS OF THE CORE OF THE TRIGA  
MARK III NUCLEAR REACTOR USING CFD**

**David Rojas Valdez**

[rojasval.david96@gmail.com](mailto:rojasval.david96@gmail.com)

Instituto Interamericano de Tecnología y Ciencias del Agua, Universidad Autónoma del Estado de México.

**Boris Miguel López Rebollar**

Instituto Interamericano de Tecnología y Ciencias del Agua, Universidad Autónoma del Estado de México.

[bmlopezr@uaemex.mx](mailto:bmlopezr@uaemex.mx)

ORCID: 0000-0002-6914-0787

**Martha Fernanda Mohedano Castillo**

Instituto Interamericano de Tecnología y Ciencias del Agua, Universidad Autónoma del Estado de México.

**RESUMEN**

El análisis termohidráulico del núcleo del reactor nuclear TRIGA Mark III fue simulado empleando dinámica de fluidos computacional (CFD, por sus siglas en inglés). El objetivo de este trabajo fue obtener el perfil térmico que se genera en el núcleo del reactor cuando este está operando con diferentes niveles de potencia térmica (0.5, 0.8 y MW). Asimismo, mediante el análisis hidrodinámico acoplado al análisis térmico se determinó el campo de temperatura del agua que se encuentra en la piscina del reactor

evaluando el grado de enfriamiento del núcleo cuando el reactor se encuentra operando. Es importante mencionar, que actualmente no se han desarrollado trabajos previos que lleven a cabo este tipo de análisis para el estudio termohidráulico del reactor TRIGA Mark III. Por tal motivo, los resultados de este trabajo son de suma importancia debido a que proporcionan la información necesaria para complementar el informe de seguridad del reactor. Por otra parte, de acuerdo con los resultados obtenidos, se determinó que el calor generado por los elementos



combustibles que componen al núcleo del reactor es removido de manera adecuada por el agua, la cual ingresa por los orificios se ubican en la coraza envolvente del núcleo.

**Palabras clave:** *Análisis termohidráulico; CFD; núcleo de reactor nuclear*

Fecha de envío: 08 de agosto de 2022

Fecha de aceptación: 30 de septiembre de 2022

### **ABSTRACT**

The thermohydraulic analysis of the TRIGA Mark III nuclear reactor core was simulated using computational fluid dynamics (CFD). The objective of this work was to obtain the thermal profile that is generated in the reactor core when the latter is operating at different levels of thermal power (0.5, 0.8 and MW). Likewise, by means of hydrodynamic analysis coupled with thermal analysis, the temperature field of the water found in the reactor pool will be prolonged, evaluating the degree of cooling of the core when the reactor is operating. It is important to

mention that currently no previous work has been carried out to carry out this type of analysis for the thermohydraulic study of the TRIGA Mark III reactor. For this reason, the results of this work are of utmost importance because they have the necessary information to complement the reactor safety report. On the other hand, according to the results obtained, it will be prolonged that the heat generated by the fuel elements that make up the reactor core is adequately removed by the water, which enters through the holes located in the surrounding shell of the reactor core.

**Keywords:** *Thermohydraulic analysis; CFD; nuclear reactor core*

### **INTRODUCCIÓN**

La energía nuclear como fuente sostenible de energía ha interesado cada vez más a nivel internacional. Esto debido al avanzado desarrollo de los reactores nucleares (Liu, et al., 2022). No obstante, la falla mecánica de alguno de los componentes de la central, es uno de los riesgos más



comunes. Aunado a esto, los errores humanos han sido analizados desde la década de 1980 (Sang, *et al.*, 2022). Por lo anterior, el análisis termohidráulico es un punto esencial en el diseño y análisis de reactores de potencia y de investigación. Dicho análisis se lleva a cabo con el objetivo de garantizar la seguridad durante la operación de estos sistemas en estado estacionario y transitorio. De acuerdo con la literatura, los reactores de investigación son más simples que las centrales eléctricas de potencia, sin embargo, su comportamiento debe ser estudiado (Corzo, *et al.*, 2020). Uno de los parámetros más importantes en la seguridad nuclear es la temperatura de los elementos combustibles en el núcleo del reactor. Lo anterior se debe a que, si la temperatura sobrepasa los umbrales establecidos durante la operación del reactor, puede haber una fractura en los elementos combustibles. Por tal motivo, es de suma importancia conocer los diferentes parámetros de operación del sistema, como: potencia térmica de operación, temperatura de

los combustibles, posición de las barras de control y la temperatura del agua de la piscina (Tirado, 2017).

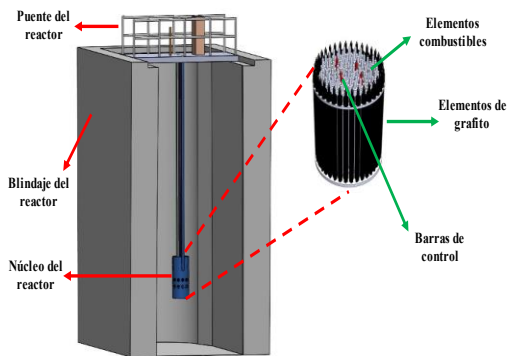
### *Descripción del reactor TRIGA MARK*

#### *III*

De acuerdo con la IAEA (Agencia Internacional de Energía Atómica) los reactores nucleares TRIGA (Training Research Isotopes General Atomics) son el tipo de reactor más empleado a nivel mundial en el ámbito de la investigación, su potencia térmica varía entre 1W y 1MW (IAEA, 2016). Los reactores TRIGA son utilizados para la producción de radioisótopos, fabricación de radiofármacos, AXA (Análisis por Activación Neutrónica), entrenamiento de personal, entre otras aplicaciones (ININ, 2008).



En la Figura 1 se muestra un diagrama general de las instalaciones del reactor TRIGA Mark III perteneciente al ININ (Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares). Los elementos combustibles de este reactor contienen Erblio (Er), una mezcla de hidruro de Circonio (ZrH) y el combustible nuclear  $^{235}\text{U}$  el cual se encuentra en un 30% de la mezcla con



un 20% de enriquecimiento (ININ, 2008).

De acuerdo con el ININ [6], el núcleo del reactor (Figura 2) está conformado por 74 elementos combustibles y siete anillos (A, B, C, D, E, F y G). Además, contiene 34 elementos de grafito que sirven como reflectores de neutrones. Los componentes que permiten aumentar o disminuir la potencia térmica del reactor son cuatro barras

de control, las cuales contienen una

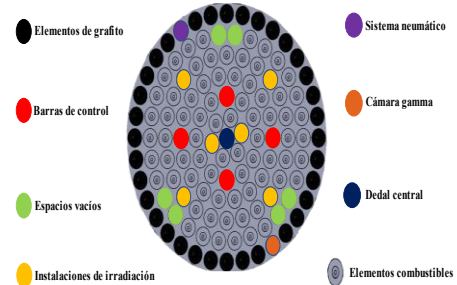


Figura 2. Vista superior del núcleo del reactor TRIGA Mark III

región absorbente de carburo de boro ( $\text{B}_4\text{C}$ ). Además, las instalaciones del reactor cuentan con una bomba difusora que sirve como dispositivo de seguridad para impedir el ascenso de N-16 a la superficie. Asimismo, contribuye en el enfriamiento del núcleo.

## DINÁMICA DE FLUIDOS COMPUTACIONAL

En la actualidad, existe software especializado para llevar a cabo el estudio de sistemas nucleares, tales como: RELAP5, CATHENA, MONTE CARLO (IAEA, 2014). Sin embargo, de acuerdo con Tirado (Tirado, 2017) es importante seguir desarrollando y mejorando las herramientas



computacionales para llevar a cabo el análisis termohidráulico de sistemas nucleares.

Actualmente existe la dinámica de fluidos computacional (CFD, por sus siglas en inglés) que es una herramienta capaz de realizar la modelación numérica del flujo de fluidos y transferencia de calor. La CFD permite conocer las características de un flujo en movimiento y determina los parámetros que intervienen en su comportamiento. Con base en lo anterior, la CFD se puede aplicar para predecir el comportamiento de algún fluido, la transferencia de calor y de masa, interacciones fluido-estructural entre otros (Vicente, 2016). El empleo de la CFD tiene diversas ventajas, entre ellas, permite variar diversas condiciones iniciales y de operación en un amplio intervalo.

A partir de lo antes mencionado, (Rojas-Valdez, 2020) validó el uso de la CFD para la transferencia de calor por conducción en un elemento combustible del reactor TRIGA Mark

III, encontrando una diferencia del 3.36% comparado con el software RELAP5. Asimismo, Vicente (Vicente, 2016) llevó a cabo la evaluación de la refrigeración del núcleo de un reactor nuclear tipo BWR (Boling Water Reactor) mediante la CFD. Dicha investigación, concluyó con un buen acuerdo entre los resultados obtenidos mediante CFD y los valores que se encuentran en bibliografía.

### **ECUACIONES GOBERNANTES**

Las ecuaciones que permiten modelar parámetros (temperatura, velocidad y presión) del flujo de un fluidos en la dinámica de fluidos computacional son las de Navier-Stokes (Xu, 2010). Las ecuaciones de Navier-Stokes modelan el movimiento de pequeños volúmenes de un fluido (López-Rebollar, 2015). La forma general de las ecuaciones de Navier-Stokes para un flujo compresible en coordenadas cartesianas son:

#### **ECUACIÓN DE CONSERVACIÓN DE MASA:**

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u)}{\partial x} + \frac{\partial(\rho v)}{\partial y} + \frac{\partial(\rho w)}{\partial z} = 0$$



(1)

Ecuaciones de *momentum*:

$$Mx \rightarrow \frac{\partial(\rho u)}{\partial t} + u \frac{\partial(\rho u)}{\partial x} + v \frac{\partial(\rho u)}{\partial y} + w \frac{\partial(\rho u)}{\partial z} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial p}{\partial x} + \nu \frac{\partial^2(u)}{\partial x^2} + \nu \frac{\partial^2(u)}{\partial y^2} + \nu \frac{\partial^2(u)}{\partial z^2}$$

(2)

$$My \rightarrow \frac{\partial(\rho v)}{\partial t} + u \frac{\partial(\rho v)}{\partial x} + v \frac{\partial(\rho v)}{\partial y} + w \frac{\partial(\rho v)}{\partial z} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial p}{\partial y} + \nu \frac{\partial^2(v)}{\partial x^2} + \nu \frac{\partial^2(v)}{\partial y^2} + \nu \frac{\partial^2(v)}{\partial z^2} \quad (3)$$

$$Mz \rightarrow \frac{\partial(\rho w)}{\partial t} + u \frac{\partial(\rho w)}{\partial x} + v \frac{\partial(\rho w)}{\partial y} + w \frac{\partial(\rho w)}{\partial z} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial p}{\partial z} + \nu \frac{\partial^2(w)}{\partial x^2} + \nu \frac{\partial^2(w)}{\partial y^2} + \nu \frac{\partial^2(w)}{\partial z^2} \quad (4)$$

### ECUACIÓN DE LA ENERGÍA:

$$\frac{\partial T}{\partial t} + u \frac{\partial T}{\partial x} + v \frac{\partial T}{\partial y} + w \frac{\partial T}{\partial z} = \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{\partial^2 T}{\partial y^2} + \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{\partial^2 T}{\partial z^2} \quad (5)$$

Donde:  $x$ ,  $y$ ,  $z$  son los ejes en el sistema coordenado.  $u$ ,  $v$ ,  $w$  son las componentes radial, tangencial y vertical de la velocidad respectivamente,  $\rho$  es la densidad del

fluido,  $P$  es la presión absoluta,  $T$  es el calor del fluido,  $C_p$  es el calor específico del fluido,  $\lambda$  es la conductividad térmica y  $\nu$  es la viscosidad cinemática del fluido.

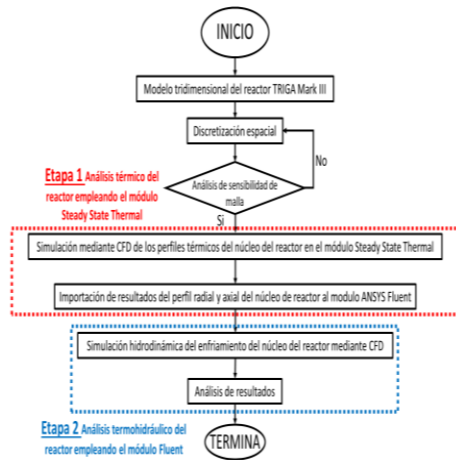
### METODOLOGÍA

De acuerdo con los objetivos de este trabajo, se establecieron una serie de pasos para llevar a cabo las simulaciones correspondientes a cada uno de los escenarios propuestos para el análisis termohidráulico. Cabe mencionar, que se consideraron dos etapas. La etapa 1 consistió en el análisis térmico del núcleo del reactor y la etapa 2 hizo referencia al análisis termohidráulico del reactor. La Figura 3 muestra el diagrama de flujo que describe gráficamente la metodología aplicada en esta investigación.

### MODELO TRIDIMENSIONAL DEL NÚCLEO



De acuerdo con la información proporcionada en el capítulo cuatro del informe de seguridad del reactor,



el núcleo tiene una coraza envolvente con una altura de 2.1

*m y 54.134 cm de diámetro. Este componente, cuenta con orificios de 8.9 cm de Figura 3. Diagrama de flujo de la metodología utilizada en la investigación*

diámetro por donde entra el agua que enfría al núcleo del reactor. Estos orificios se encuentran a la altura de la placa inferior, tal y como se muestra la Figura 4 (ININ, 2008). El núcleo y la coraza se encuentran sumergidos en la piscina del reactor. Cabe mencionar, que el agua de enfriamiento también actúa como un

blindaje biológico.

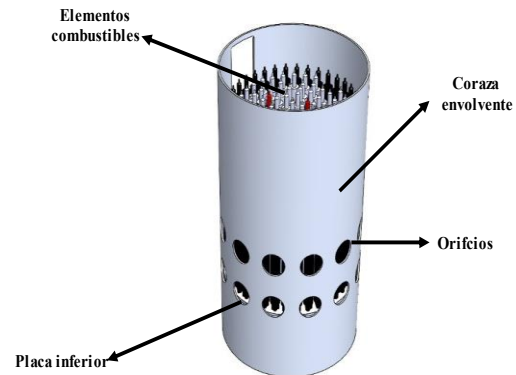


Figura 4 Componentes del núcleo y coraza del reactor TRIGA Mark III

*Condiciones iniciales y de frontera*

En acuerdo con (López-Rebollar, 2015) las condiciones de frontera son los límites del modelado de los diferentes fenómenos que pueden ser simulados. A estas condiciones de frontera se les asignan valores iniciales para que puedan ser resueltas las ecuaciones planteadas por la CFD. Las condiciones de frontera se asignaron en cada cara y volumen del dominio computacional. Asimismo, se especificaron los materiales para poder generar las simulaciones correspondientes a cada escenario.

Para el análisis térmico, en la Figura 5 se muestran gráficamente las

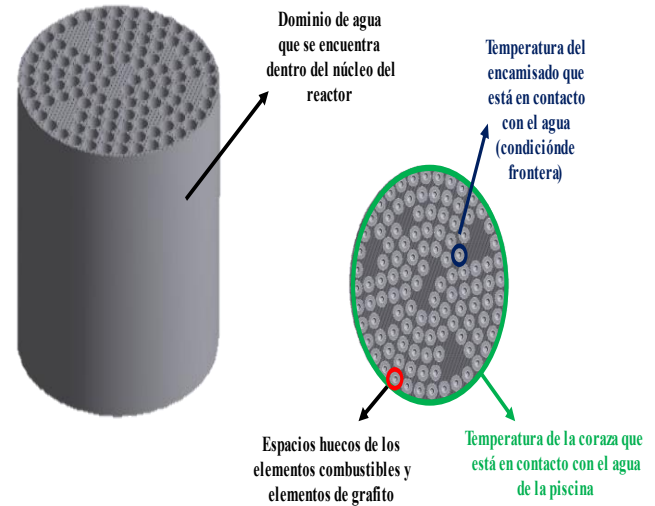




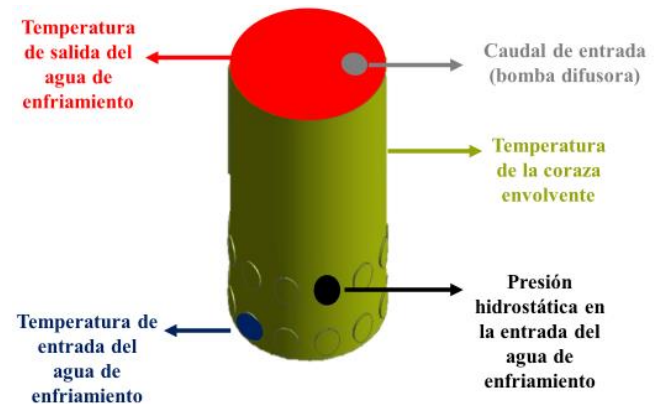
condiciones iniciales y de frontera, las cuales fueron planteadas a partir de los datos proporcionados por el informe de seguridad del reactor. Por otra parte, para el análisis hidrodinámico se exportaron los resultados obtenidos en el análisis térmico y se consideraron puntos específicos del informe de seguridad antes mencionado. El Cuadro 1 muestra los valores de las condiciones iniciales y de frontera para el análisis térmico.

*Cuadro 1. Condiciones iniciales y de frontera del análisis térmico del núcleo del reactor*

<u>Condiciones iniciales</u>	
Temperatura del agua de la piscina	10 °C
Temperatura de la coraza envolvente	10°C
<u>Condiciones de frontera</u>	
Flujo de calor en los elementos combustibles	20 W/ cm <sup>2</sup>
Temperatura del encamisado del elemento combustible	150°C



*Figura 5 Modelo conceptual para el análisis térmico del núcleo del reactor*



*Figura 6 Modelo conceptual para el análisis termohidráulico del núcleo del reactor*

En el análisis termohidráulico (etapa 2) se generó otro dominio debido a que fue necesario considerar las entradas





del agua de enfriamiento por los orificios de la coraza envolvente y el flujo másico de entrada de la bomba difusora. Se consideró como condición de frontera la parte superior del modelo tridimensional para poder evaluar la temperatura de salida del agua de enfriamiento, tal y como se observa en la Figura 6.

Además, la entrada del agua de enfriamiento al núcleo se encuentra asociada a la presión hidrostática, que es la suma de la presión atmosférica más la presión que ejerce la columna de agua en la zona donde se ubican los orificios de la coraza envolvente. En la Cuadro 2 se presentan los valores de las condiciones de frontera que se consideraron para este análisis.

*Cuadro 2. Condiciones de frontera del análisis termohidráulico del flujo alrededor del núcleo del reactor*

<u>Condiciones de frontera</u>	
Presión de entrada en los orificios	64139.84 N/m <sup>2</sup> Profundidad de 6.55m

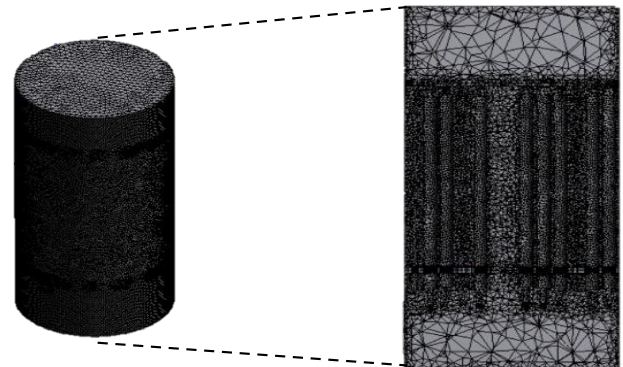
inferiores de la coraza envolvente	
Presión de entrada en los orificios superiores de la coraza envolvente	62398.75 N/m <sup>2</sup> Profundidad de 6.3722 m
Presión de entrada en el orificio rectangular de la coraza envolvente	58545.46 N/m <sup>2</sup> Profundidad de 5.9787 m
Presión de salida en la parte superior	56501.8 N/m <sup>2</sup> Profundidad de 5.5m
Temperatura del encamisado de los elementos combustibles importada del análisis térmico	Varían respecto a la localización de los elementos combustibles y la potencia térmica de operación del reactor.
Flujo másico de entrada (bomba difusora)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 36.6 kg/s</li> <li>• 18.3 kg/s</li> </ul>



## DISCRETIZACIÓN ESPACIAL DEL MODELO TRIDIMENSIONAL

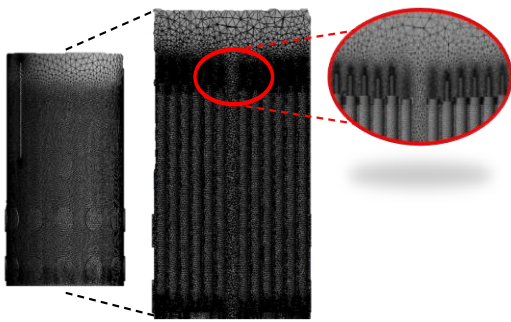
Con el empleo de la CFD es importante garantizar que los resultados obtenidos mediante las simulaciones no se vean influenciados por la malla. Por esta razón, se llevó a cabo el análisis de sensibilidad de malla. Este análisis consiste en refinar la malla (disminuir el tamaño del elemento) y repetir la simulación hasta que no haya una diferencia significativa de los resultados entre una propuesta de malla y otra (Mott, 2006).

Después de realizar el análisis de sensibilidad se llegó a la conclusión de utilizar una malla de 2,459,651 elementos y 4,089,357 nodos. En la Figura 7 se puede apreciar la malla descrita previamente para el análisis térmico de este trabajo. Además, se utilizó un refinamiento alrededor de los elementos combustibles debido a que es la zona en la que la geometría es más compleja.



*Figura 7 Detalle de la discretización espacial para el análisis térmico del núcleo del reactor*

Igualmente, se llevó a cabo la discretización espacial para el análisis termohidráulico. Posterior al análisis de sensibilidad de malla se obtuvo un mallado con 6,657,530 de elementos tetraédricos con una calidad ortogonal promedio de 0.75, valor que representa una buena calidad de malla de acuerdo con lo sugerido por Madenci y Guven (Madenci & Guven, 2015). El tamaño del elemento máximo fue de 50 mm y mínimo de 1 mm. En la Figura 8 se presenta la malla generada para este análisis.



*Figura 8. Detalle de la discretización espacial para el análisis hidrodinámico del núcleo del reactor*

Las simulaciones del análisis térmico del núcleo del reactor fueron realizadas en el módulo de ANSYS Steady-State-Thermal. Asimismo, el análisis termohidráulico se llevó a cabo en el módulo ANSYS Fluent.

## **RESULTADOS Y DISCUSIÓN**

En la actualidad no se han desarrollado trabajos que evalúen el análisis termohidráulico del reactor nuclear TRIGA Mark III. No obstante, recientemente se realizó la validación del comportamiento térmico mediante la CFD para poder ser aplicada en diferentes estudios asociados a este tipo de sistemas nucleares.

Los resultados que a continuación se muestran se describen en dos etapas. La primera enfocada al análisis

térmico del reactor sin considerar el dominio de agua a su alrededor. La segunda etapa, muestra el análisis termohidráulico del flujo en la piscina que rodea al reactor. El análisis se planteó de esta manera debido a las consideraciones y alcances del software utilizado. No obstante, el análisis acoplado permitió que los resultados del análisis térmico del reactor fueran las condiciones iniciales y de frontera para el análisis termohidráulico de la piscina donde se encuentra sumergido el propio reactor.

## **ANÁLISIS TÉRMICO DEL NÚCLEO DEL REACTOR**

El núcleo del reactor se encuentra conformado principalmente por elementos combustibles, elementos de grafito y espacios vacíos. Por este motivo, la distribución de temperatura se puede analizar desde dos perspectivas diferentes, considerando el perfil radial y axial del núcleo. Bajo las diferentes condiciones de operación del reactor, los resultados mostraron una distribución de temperatura en ambos perfiles.



En la Figura 9 se observa el perfil axial de la distribución de temperatura generado por elementos combustibles en el núcleo. El máximo valor de temperatura (296°C) está asociado a una potencia térmica de operación del reactor de 1MW, dicha temperatura se localiza en la parte central del núcleo. Este comportamiento concuerda con lo esperado, debido a que alrededor del núcleo hay agua que se encuentra a una temperatura menor. Además, la distribución de los elementos combustibles permite que el calor se concentre en los primeros anillos del núcleo. De igual manera, se aprecia que cuando el reactor está operando a 0.8 MW el máximo valor de temperatura disminuye aproximadamente a 170°C lo que permite determinar que la temperatura está asociada directamente con la potencia térmica de operación del reactor. Cuando el reactor opera a 0.5 MW la temperatura en la parte central del núcleo del reactor es de 101°C. Teniendo el mismo comportamiento decreciente hacia la intemperie del

núcleo del reactor que se encuentra rodeada del agua de la piscina del reactor.

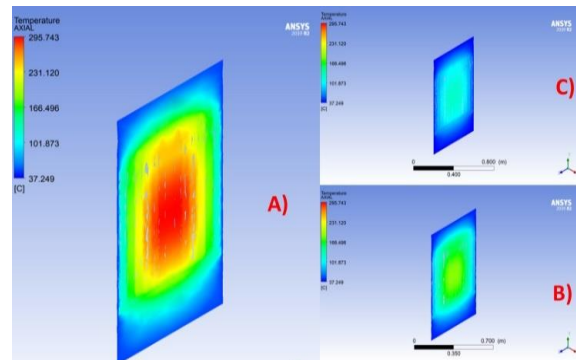


Figura 9. Distribución axial de temperatura en el núcleo del reactor derivado del análisis térmico. A) 1MW; B) 0.8 MW; C) 0.5 MW

La Figura 10 describe el comportamiento térmico en un plano radial del núcleo del reactor. Como se había mencionado previamente. Se puede observar que el mayor valor de temperatura para cada potencia térmica considerada en este análisis se localiza en el centro del núcleo. Teniendo así, temperaturas de 296, 196 y 113.6°C para potencias térmica de 1, 0.8 y 0.5 MW respectivamente.

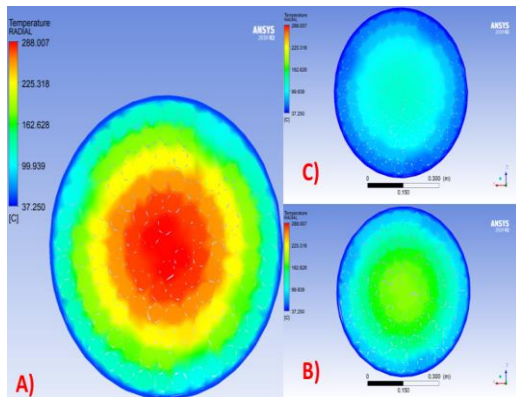


Figura 10. Distribución radial de temperatura en el núcleo del reactor derivado del análisis térmico. A) 1 MW; B) 0.8 MW; C) 0.5 MW

La Figura 11 representa el perfil de temperatura radial del núcleo del reactor, en el cual puede observarse el valor máximo de temperatura en función de cada una de las potencias térmicas en estudio. Además, se puede determinar que la temperatura cambia respecto a cada anillo de elementos combustibles y elementos de grafito. Dicho gradiente de temperatura es significativo debido al agua que actúa como refrigerante para poder mantener la temperatura de los elementos combustibles en los valores permisibles para la operación del reactor. La temperatura evidentemente disminuye respecto a la distancia del centro del núcleo.

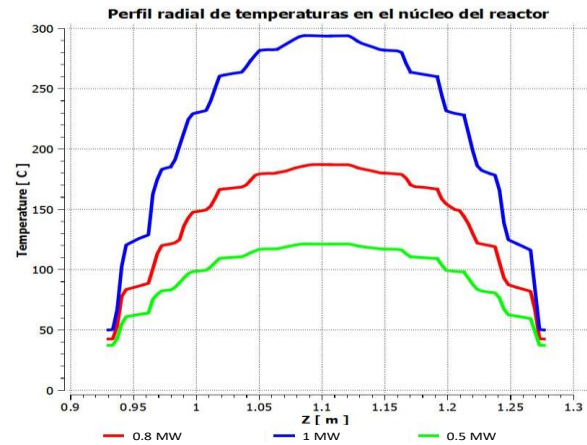


Figura 11. Perfil radial de temperatura en el núcleo del reactor, derivado del análisis térmico

### ANÁLISIS TERMOHIDRÁULICO DE LA PISCINA ALREDEDOR DEL NÚCLEO DEL REACTOR

De acuerdo con lo mencionado, el agua de la piscina del reactor sirve como refrigerante del núcleo y como un blindaje biológico. Es por ello, que el flujo de agua dentro del núcleo tiene un efecto significativo en la temperatura de los elementos combustibles que componen al núcleo.

En la Figura 12 se puede observar la distribución de temperatura cuando el flujo másico de la bomba difusora es de 18.3 kg/s. Cuando la potencia de operación del reactor es de 1 MW la temperatura máxima es de 294°C, por





su parte para 0.8 y 0.5 MW la temperatura máxima es de 125 y 61°C respectivamente.

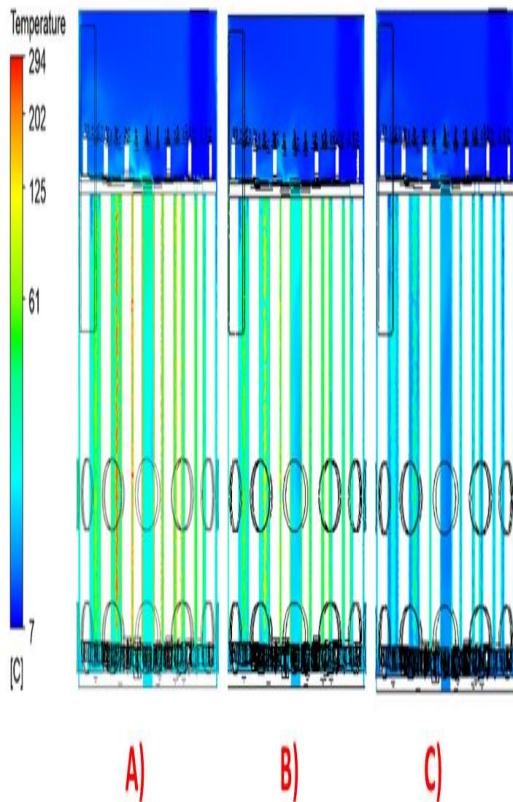


Figura 12. Perfil axial de temperatura en el núcleo del reactor con un flujo másico de la bomba de difusora de 18.3 kg/s. Derivado del análisis termo-hidráulico. A)1MW; B) 0.8 MW; C)0.5 MW

En la Figura 13 se describe el comportamiento térmico en un plano axial del núcleo del reactor con un flujo másico de la bomba difusora de 36.6

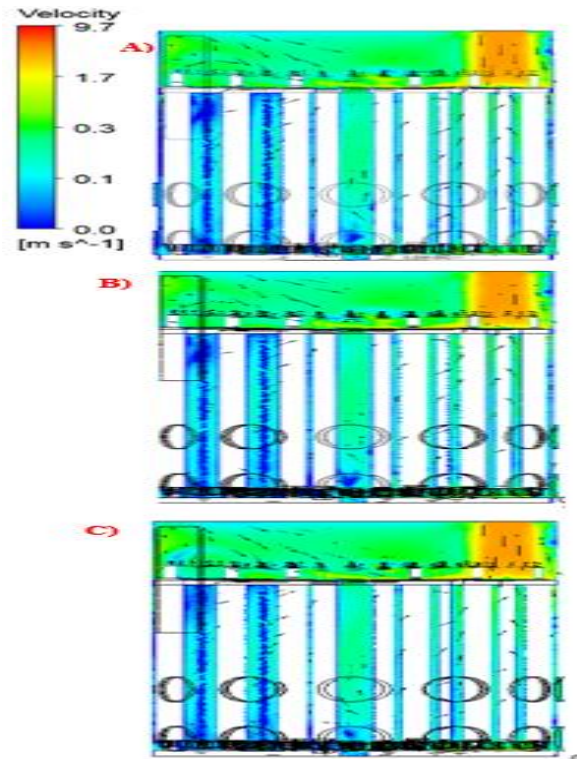
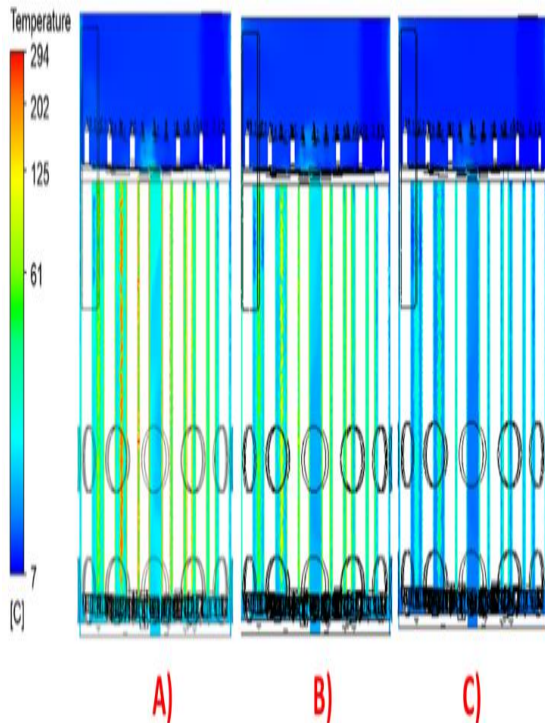


Figura 13. Perfil axial de temperatura en el núcleo del reactor con un flujo

kg/s. En esta imagen se observa que la temperatura es menor en comparación con la Figura 12. Este comportamiento era el esperado debido al incremento del flujo másico de la bomba difusora.



La Figura 14 presenta el comportamiento de la velocidad del agua dentro del núcleo del reactor cuando el flujo másico de bomba difusora es de 18.3 kg/s. La distribución de velocidad en el núcleo varía dependiendo de la potencia de operación de este.

El máximo valor de velocidad se encuentra en la entrada de agua proveniente de la bomba difusora. Asimismo, se pueden observar

vectores de velocidad en dirección contraria al flujo del agua de la bomba difusora, éstos se generan a partir del enfriamiento por convección natural.

Para un flujo másico de salida de 36.6 kg/s de agua de la bomba difusora la Figura 15 muestra el comportamiento de la velocidad dentro del dominio considerado del núcleo. El comportamiento es similar al descrito por la Figura 14, no obstante, los valores son más altos debido al incremento del flujo másico de la bomba difusora.

*Figura 14. Perfil axial de velocidad en el núcleo del reactor con un flujo másico de la bomba de difusora de 18.3 kg/s. Derivado del análisis termo-hidráulico. A) 1MW; B) 0.8 MW; C) 0.5 MW*

De acuerdo con el análisis termohidráulico realizado en CFD la Figura 16 representa la gráfica del comportamiento de la temperatura en función de la potencia de operación del reactor y de diferentes distancias dentro del dominio del núcleo considerado para el análisis termohidráulico.



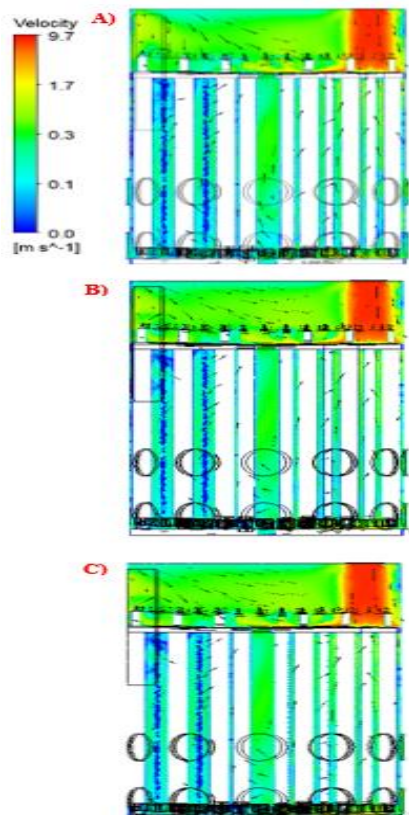


Figura 15. Perfil axial de velocidad en el núcleo del reactor con un flujo másico de la bomba de difusora de 36.6 kg/s/. Derivado del análisis termo-hidráulico. A)1MW; B) 0.8 MW; C)0.5 MW

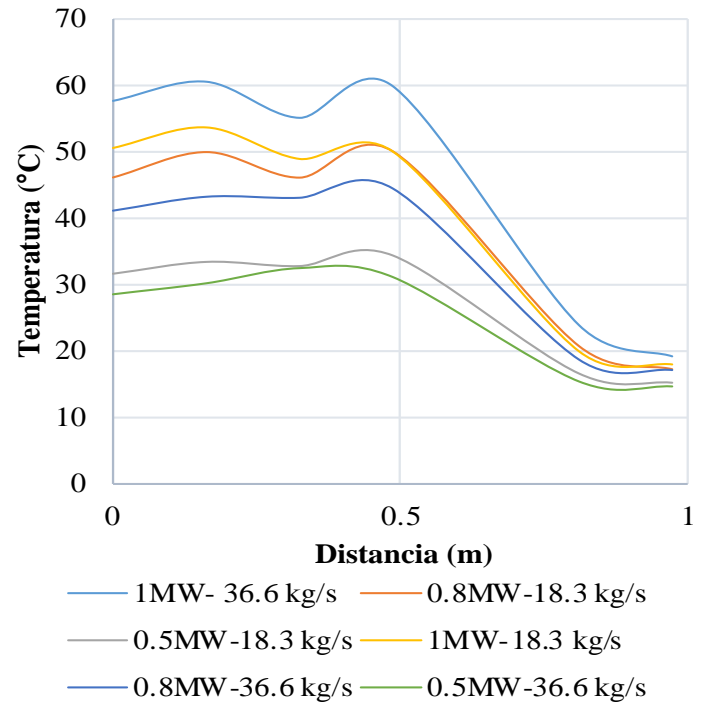


Figura 16. Perfil de temperaturas a diferentes distancias del núcleo del reactor. Derivado del análisis termo-hidráulico.

Además, en la Figura 16 se puede determinar que evidentemente se tiene una temperatura mayor cuando el núcleo del reactor opera a 1MW con un flujo másico de la bomba difusora de 36.6 kg/s. La temperatura en todos los escenarios tiene un comportamiento similar, en la parte baja del dominio considerado, por otra parte, la temperatura es mayor que en la parte superior del núcleo. A partir de lo antes descrito, se puede determinar que la remoción de temperatura en el



núcleo se ve influenciada por el flujo másico de la bomba difusora.

### **CONCLUSIONES**

Considerando los resultados mostrados por las simulaciones con CFD se pueden concluir lo siguiente.

- La distribución de temperatura se presenta de acuerdo con la literatura (El-Wakil, 1981). La temperatura más alta se localiza en el centro del núcleo del reactor y disminuye hacia la coraza envolvente que se encuentra rodeada por el agua de la piscina.
- La velocidad del flujo de entrada al núcleo del reactor por medio de los orificios de la coraza envolvente y el tubo de salida de la bomba difusora tiene un efecto positivo en la temperatura del agua. Entre mayor es el flujo másico de la bomba difusora la remoción de calor es mayor.
- El agua contenida en la piscina del reactor tiene dos propósitos: 1) como un blindaje

biológico y 2) refrigerante del núcleo. A partir de las simulaciones se puede concluir que el agua que entra al núcleo remueve el calor que es generado en los elementos combustibles por las reacciones de fisión.

El análisis realizado en este trabajo de investigación puede ser complementado con las simulaciones de operación de la torre de enfriamiento del reactor. Asimismo, existen otros dispositivos que componen al reactor nuclear TRIGA MARK III, como el intercambiador de calor, que puede ser simulado mediante CFD para determinar su correcto funcionamiento cuando el reactor se encuentra en operación.

Por último, es importante resaltar el aporte que brinda la simulación numérica con CFD para la evaluación de diferentes escenarios de operación. Esto comparado con el análisis experimental, el cual requiere de sistemas de medición



especializados en reactores nucleares, además del elevado costo que esto conlleva. Así, el análisis mediante CFD brinda en una primera instancia alternativas de solución de manera rápida y confiable, que al ser complementado con experimentación se logra un mejor diseño y operación del sistema.

### **REFERENCIAS**

- Corzo, S. F. y otros, (2020). Numerical simulation of the open-pool reactor coolant system using a multi-domain approach. *Nuclear Engineering and Design*, pp. 1-26.
- El-Wakil, M., (1981). *Nuclear Heat Transport*. Ohio: Amer Nuclear Society.
- IAEA, (2014). *Evaluation of advanced thermohydraulic system codes for design and safety analysis of integral type reactors*. Vienna: IAEA.
- IAEA, (2016). *History, Development and Future of TRIGA Research Reactors*. Vienna: IAEA.
- ININ, (2008). *Informe de seguridad del reactor*. México: s.n.
- Istvan, F. y otros, (2016). Validation of Computational Fluid Dynamics Calculation Using Rossendorf Coolant Mixing Model Flow Measurements in Primary Loop of Coolant in a Pressurized Water Reactor Model. *Nuclear Engineering and Technology*, pp. 941-951.
- Liu, J. y otros, (2022). Thermal-hydraulic research on rod bundle in the LBE fast reactor with grid spacer. *Nuclear Engineering and Technology*, pp. 2728-2735.
- López-Rebollar, B. M., (2015). *Aplicación de CFsys-Fluent en el estudio hidrodinámico de tanques de recirculación empleados en acuicultura*. [Arte] (Centro Interamericano de Recursos del Agua).
- Madenci, E. & Guven, I., (2015). *The finite element method and applications in Engineering Using ANSYS*. USA: Springer.
- Mott, R., (2006). *Mecánica de fluidos*. México: Pearson.
- Ramírez, R., (2007). *Aplicación de la dinámica de fluidos computacional a distintos casos en el área*



- académica e industrial. [Arte]*  
(Tecnológico de Monterrey).
- Rojas-Valdez, D., (2020). *Análisis mediante CFD de la conducción de calor de un elemento combustible del reactor nuclear TRIGA Mark III. [Arte]* (UAEMÉX).
- Sang, M. H., Chanyoung, L., Young, H. C. & Poong, H. S., (2022). A study on classification of the security controls for the effective implementation to nuclear power plant. *Nuclear Engineering and Technology*, pp. 1245-1252.
- Tirado, P., (2017). *Análisis de sensibilidad de la temperatura del combustible nuclear a los parámetros físicos y de modelos en un elemento PWR. [Arte]* (Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas y Energía).
- Vicente, P., (2016). *Análisis termohidráulico de la refrigeración del combustible nuclear mediante dinámica de fluidos computacional. [Arte]* (Universidad Politécnica de Madrid).
- Xu, Q., (2010). *Internal Hydraulics of baffled disinfection contact tanks usings Computational Fluid Dynamics. [Arte]* (Fort Collins).