

# Análisis del conjunto combustible típico de un reactor nuclear refrigerado por agua supercrítica

## Analysis of the typical combustible set of a nuclear reactor refrigerated by supercritical water

**Wilmer Orlando Camero López<sup>1</sup>, Arlene Dámera Figueredo<sup>1</sup>, Arnaldo Dámera Martínez<sup>1</sup>**

Centro de Ingeniería Ambiental de Camagüey, Cuba

Correo electrónico: wilmer@ciac.cu

Este documento posee una licencia Creative Commons Reconocimiento/No Comercial 4.0 Internacional 

Recibido: 25 de octubre de 2018 Aprobado: 12 de febrero de 2019

### Resumen

El reactor de agua ligera de alto desempeño (HPLWR) es uno de los conceptos más prometedores de los reactores de Generación IV, debido a su alta eficiencia térmica y considerable simplificación de la planta. El uso de agua supercrítica como refrigerante implanta desafíos significativos en su diseño y operación. Los fuertes cambios en las propiedades termofísicas del agua supercrítica provocan la ocurrencia de un fenómeno conocido como deterioro de la transferencia de calor (HTD). Este fenómeno produce un aumento de la temperatura en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles. En el HPLWR la temperatura en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles es un parámetro límite de diseño para evaluar su integridad por lo que en el presente trabajo se estudiaron, utilizando códigos de la dinámica de fluidos computacional (CFD), alternativas para mejorar el desempeño termohidráulico del HPLWR. Para el estudio se tuvo en cuenta variaciones en el radio de curvatura de los subcanales localizados en las esquinas de los conjuntos combustibles debido a que en las cercanías de estas regiones se alcanzaban los máximos valores de temperatura. Se evaluó la aparición del HTD y se obtuvo que para un radio de curvatura de 3,75 mm los valores alcanzados por la temperatura en la superficie de las envolturas no superan los valores límites.

Palabras claves: radio de curvatura; deterioro de la transferencia de calor; agua supercrítica

### Abstract

The High Performance Light Water Reactor (HPLWR) is one of the most promising concepts of the Generation IV reactors, due to its high thermal efficiency and considerable simplification of the plant. The use of supercritical water as a refrigerant poses significant challenges in its design and operation. The strong changes in the thermophysical properties of the supercritical water cause the occurrence of a phenomenon associated with heat transfer known as heat transfer deterioration (HTD). This phenomenon produces an increase in the temperature on the surface of the cladding of the fuel elements. In the HPLWR, the temperature on the surface of the cladding of the fuel elements is a design limit parameter to evaluate its integrity, so in this work we studied, using Computational Fluid Dynamics

(CFD) codes, alternatives to improve the thermohydraulic performance of the HPLWR. For the study, variations in the radius of curvature of the subchannels located in the corners of the fuel assemblies were taken into account because in the vicinity of these regions the maximum temperature values were reached. The appearance of the HTD was evaluated and it was obtained that for a radius of curvature of 3.75 mm the values reached by the temperature on the surface of the cladding do not exceed the limit values.

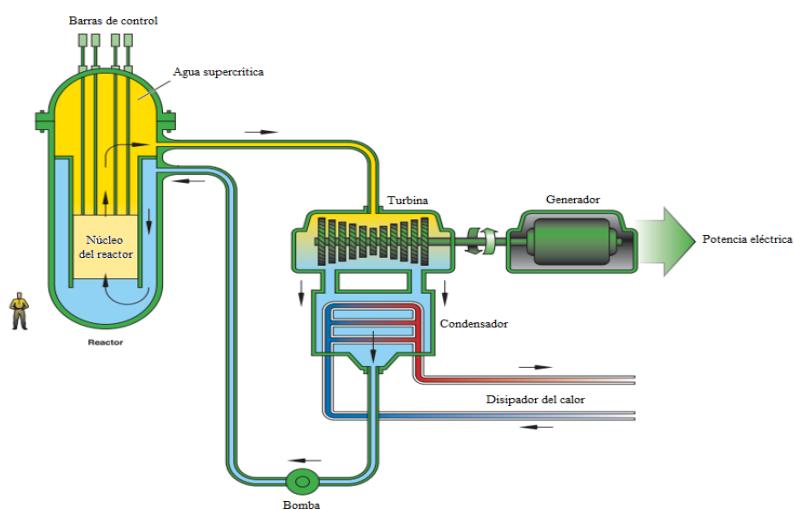
Key words: radius of curvature; heat transfer deterioration; supercritical water

## INTRODUCCIÓN

Los reactores refrigerados por agua supercrítica (SCWRs) son uno de los seis diseños seleccionados por el Fórum Internacional Generación IV, siendo uno de los más viables para ser construido. Combina la experiencia en el diseño y operación de centenares de reactores refrigerados por agua ligera con la experiencia en centenares de plantas de energía de combustibles fósiles operadas con agua supercrítica. Se caracterizan por operar a altas temperaturas y altas presiones, por encima del punto crítico termodinámico del agua, 647 K y 22,1 MPa.

Los SCWRs (figura1), tienen rasgos únicos que ofrecen muchas ventajas en comparación con los reactores refrigerados por agua de última generación:

- ❖ Alta eficiencia térmica debido a que suministran vapor supercrítico a presiones y temperaturas elevadas, alcanzando una mayor eficiencia termodinámica de la planta de energía (~ 45 % frente a ~ 33 % para los reactores de agua ligera actuales).
- ❖ Agua monofásica como refrigerante pues al operar por encima de la presión y temperatura críticas elimina la ebullición.
- ❖ Altos valores de entalpía lo que permite disminuir el tamaño del sistema de la turbina y, por lo tanto, reducir los costos de capital.
- ❖ Con un ciclo directo de refrigerante supercrítico, los componentes como los secadores de vapor, los separadores y los generadores de vapor pueden ser excluidos del diseño, reduciendo la cantidad de componentes principales y eliminando los costos asociados.
- ❖ No se requieren bombas de recirculación del refrigerante dentro del reactor. Las únicas bombas que conducen el refrigerante en condiciones de operación normal son las bombas de alimentación y las bombas de extracción de condensado.



**Fig. 1. Esquema simplificado del ciclo directo de un solo paso del SCWR [1]**

Uno de los conceptos más prometedores de estos reactores es el HPLWR, debido a su alta eficiencia térmica, alta densidad de potencia y simplificación de la planta [2]. Su diseño conceptual prevé producir energía eléctrica

de una forma barata, altos valores de eficiencia térmica (alrededor del 44 %), una temperatura promedio de salida del refrigerante de 773 K y una potencia eléctrica de 1000 MW.

Para comprender con mayor profundidad el desempeño de los SCWRs es necesario conocer el comportamiento de las principales propiedades termofísicas del agua supercrítica, pues resulta de vital importancia para entender los fenómenos termohidráulicos que ocurren dentro del núcleo de este reactor asociados a los cambios en dichas propiedades.

En el agua, al alcanzarse los valores de presión y temperatura críticos, la distinción entre las fases líquida y gaseosa se desvanece. Su punto crítico se encuentra a una presión de 22,1 MPa y una temperatura de 647 K. Por encima de esta temperatura y presión, se dice que el agua es supercrítica (figura 2). En estas condiciones el agua se comporta de una manera muy diferente al agua subcrítica.



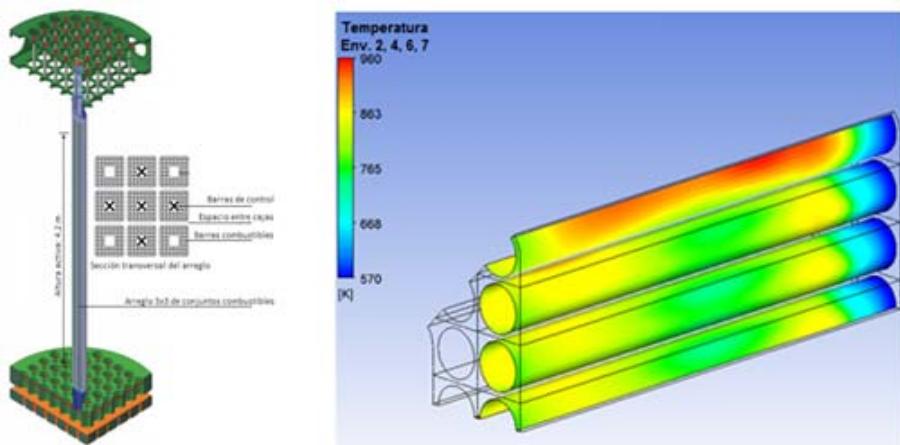
Fig. 2. Diagrama de fase del agua

La transferencia de calor en agua supercrítica está fuertemente influenciada por las variaciones de las propiedades del agua supercrítica. En general, se pueden diferenciar tres regímenes de transferencia de calor en el agua a parámetros supercríticos: normal; mejorada; y deteriorada. En los SCWRs es de vital importancia el conocimiento en profundidad y la evaluación precisa de este último fenómeno, conocido como HTD, ya que puede provocar un incremento sustancial en la temperatura de la envoltura de los elementos combustibles, siendo este un parámetro límite de diseño para evaluar su integridad.

Con la intención de conocer el comportamiento termohidráulico del agua supercrítica se han realizado estudios experimentales y numéricos [3-5] planteando que los factores más contribuyentes al fenómeno de la transferencia de calor deteriorada son el flujo de calor, el flujo másico y la geometría de los subcanales. Además de estos factores, pueden influenciar las propiedades físicas del fluido, así como la gravedad.

Por su parte, Waata [6] y Castro [7] en sus estudios sobre la transferencia de calor en el HPLWR, observaron que en las cercanías de la curvatura de los subcanales localizados en las esquinas del conjunto combustible se alcanzan en la superficie de la envoltura del combustible valores de temperatura promedio cercanos al límite permisible (893 K), llegando a encontrarse máximos locales superiores.

Se estima que estos elevados valores de temperatura se deben principalmente a la geometría particular de este subcanal y por ende al bajo flujo másico de refrigerante que le corresponde.

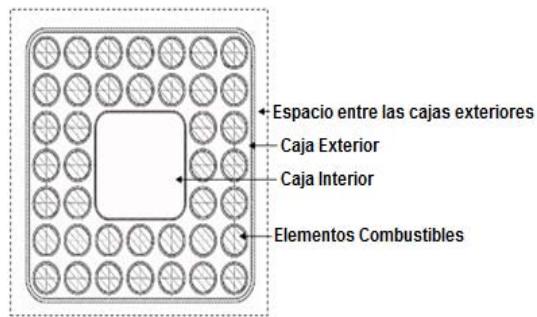


**Fig. 3. Distribución de la temperatura superficial de la envoltura de los elementos combustible [7]**

Hasta el momento, no existe un reactor experimental donde se pueda evaluar el desempeño termohidráulico de un HPLWR. Por tanto, teniendo en cuenta el desarrollo computacional actual, en este trabajo se desarrolló un estudio termohidráulico del conjunto combustible típico del HPLWR, basado en códigos de la Dinámica de Fluidos Computacional, para encontrar una solución al problema de los sobrecalentamientos locales en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles en estos reactores.

#### MATERIALES Y MÉTODOS

El conjunto combustible típico del HPLWR fue propuesto por Hofmeister *et al.* [8]. Su sección transversal (figura 4), consiste en una disposición de 40 barras combustible en un arreglo cuadrado con una caja interior que confina el moderador en el centro del conjunto y una caja que confina el agua refrigerante que fluye por los subcanales, denominada caja exterior.



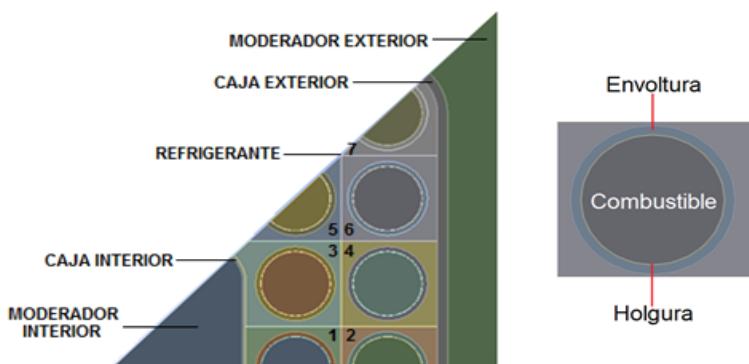
**Fig. 4. Sección transversal del conjunto combustible del HPLWR**

La tabla 1 resume las dimensiones geométricas del conjunto combustible.

**Tabla 1. Dimensiones del conjunto combustible del HPLWR**

Parámetros	Dimensiones (mm)
Caja Exterior	
Ancho	67,2
Espesor	1
Espacio entre cajas exteriores	10
Caja Interior	
Ancho	26,8
Espesor	0,3
Elementos Combustibles	
Diámetro exterior de la envoltura	8
Espesor de la envoltura	0,5
Diámetro del combustible	6,9
Altura	4 200
Distancia entre el centro de 2 combustibles	9,2
Distancia entre los elementos combustibles y las cajas	1

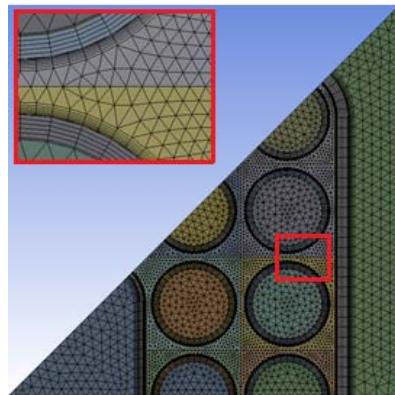
Debido a la simetría que presenta el conjunto combustible, en este trabajo se modela un octavo simétrico del conjunto. El dominio computacional está constituido por siete combustibles nucleares separados de sus respectivas envolturas por una pequeña holgura llena de helio. Y el refrigerante se divide en 7 subcanales para poder realizar un mejor procesamiento de los resultados, como muestra la figura 5.



**Fig. 5. Esquema del octavo del conjunto combustible del HPLWR**

Su análisis se realiza mediante códigos de la Dinámica de fluidos computacional (CFD) y empleando el modelo de turbulencia  $k-\omega$  Shear Stress Transport (SST) que: considera una distribución isotrópica de la turbulencia; y emplea el método de bajo-Re para resolver la transferencia de calor en la región cercana a la pared.

En la figura 6 se muestra la discretización espacial del dominio.



**Figura 6. Discretización espacial del dominio**

La tabla 2 resume las condiciones de frontera del octavo del conjunto combustible del HPLWR.

**Tabla 2. Parámetros físicos del octavo del conjunto combustible del HPLWR**

Parámetros	Valor
Presión del sistema	25 MPa
$T_{ent}$ del moderador interior	553,15 K
$T_{ent}$ del moderador exterior	553,15 K
$\dot{m}_{ent}$ del refrigerante	0,167 kg/s
$\dot{m}_{ent}$ del moderador interior	0,013 94 kg/s
$\dot{m}_{ent}$ moderador exterior	0,027 81 kg/s

La temperatura a la entrada del refrigerante no se puede introducir directamente en el modelo pues depende de la temperatura que alcanza a la salida tanto el moderador interior como el exterior. Por ello, se realiza un balance energético en la frontera de la cavidad inferior del núcleo del reactor donde se mezcla el agua moderadora y el fluido que desciende entre las paredes de la vasija de presión. Entonces, la entalpía total de entrada del agua de refrigeración ( $h_{ent}^{ref}$ ) calculada mediante la ecuación (1) se introduce como condición de frontera.

$$h_{ent}^{ref} = \frac{h_{sal}^{MI} \times \dot{m}_{MI} + h_{sal}^{ME} \times \dot{m}_{ME} + h_{FD} \times \dot{m}_{FD}}{\dot{m}_{tot}} \quad [J/kg] \quad (1)$$

donde

$h_{FD}$ : Entalpía del fluido que desciende por las paredes de la vasija.

$h_{sal}^{MI}$  y  $h_{sal}^{ME}$ : Entalpía a la salida para cada moderador.

$\dot{m}_{tot}$ : Flujo másico del refrigerante.

$\dot{m}_{FD}$  y  $\dot{m}_{ME}$ : Flujo másico de cada moderador.

$\dot{m}_{FD}$ : Flujo másico del fluido descendente.

La distribución axial de flujo de calor volumétrico asumida para cada elemento combustible del octavo del conjunto es tomada de los resultados del cálculo acoplado neutrónico-termohidráulico realizado por L. Castro *et al.* [7].

Las propiedades del agua se tomaron de la Asociación Internacional para las Propiedades del Agua (IAPWS, por sus siglas en inglés). Se escogió la IAPWS-IF97 de la biblioteca de materiales que se dispone en el CFX, cuya base de datos considera temperaturas que van desde 273,15 K hasta 1073,15 K y presiones entre 611 Pa y 100 MPa. Esta es una formulación de las propiedades del agua y del vapor preparada para usos industriales donde las formulaciones son diseñadas para cálculos rápidos y complejos.

El combustible nuclear empleado es UO<sub>2</sub> enriquecido al 5 % en peso en U<sup>235</sup>, para todos los elementos combustibles, a excepción del número siete, que se encuentra enriquecido al 4 % para contrarrestar el exceso en la moderación de neutrones que ocurre en esa zona.

La densidad del combustible ( $\rho_{\text{UO}_2}$ ), el calor específico ( $Cp_{\text{UO}_2}$ ) y la conductividad térmica ( $\lambda_{\text{UO}_2}$ ) se asumieron de acuerdo con parámetros reportados por la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA, por sus siglas en inglés). Estas propiedades se implementaron en CFX como funciones polinómicas dependientes de la temperatura.

$$\rho_{\text{UO}_2} = -3,03 \cdot 10^{-8} \cdot T^3 + 527 \cdot 10^{-5} \cdot T^2 - 0,352 \cdot T + 11\,063,335 \quad [\text{kg/m}^3] \quad (2)$$

$$Cp_{\text{UO}_2} = -3,79 \cdot 10^{-11} \cdot T^4 + 2,682 \cdot 10^{-7} \cdot T^3 - 6,074 \cdot 10^{-4} \cdot T^2 + 0,576 \cdot T + 113,191 \quad [\text{J/kgK}] \quad (3)$$

$$\lambda_{\text{UO}_2} = 1,27 \cdot 10^{-19} \cdot T^6 - 1,52 \cdot 10^{-15} \cdot T^5 + 7,33 \cdot 10^{-12} \cdot T^4 - 1,84 \cdot 10^{-8} \cdot T^3 + 2,71 \cdot 10^{-5} \cdot T^2 - \\ - 2,48 \cdot 10^{(-2)} \cdot T + 14,09 \quad [\text{W/mK}] \quad (4)$$

El material de la envoltura de los elementos combustibles es acero inoxidable al igual que el de las cajas. Este es resistente a la corrosión con una composición aproximada de Hierro 63,55 %, Cromo 17 %, Níquel 14 %, Molibdeno 2,75 %, Manganeso 1,5 %, Silicio 0,7 %, Titanio 0,4 % y Cobre 0,1 % [7].

El valor de la densidad ( $\rho_{\text{acero}}$ ), el calor específico ( $Cp_{\text{acero}}$ ) y la conductividad térmica ( $\lambda_{\text{acero}}$ ) del acero inoxidable depende de los valores de la temperatura según:

$$\rho_{\text{acero}} = -3,89 \cdot 10^{-5} \cdot T^2 - 0,4209 \cdot T + 8084 \quad [\text{kg/m}^3] \quad (5)$$

$$Cp_{\text{acero}} = 0,134 \cdot T + 462 \quad [\text{J/kgK}] \quad (6)$$

$$\lambda_{\text{acero}} = 0,01571 \cdot T + 9,248 \quad [\text{W/mK}] \quad (7)$$

Además, para tener en cuenta el aislamiento producido por la estructura en forma de sándwich de las cajas se consideró la conductividad térmica igual a la conductividad térmica del zirconio, según la expresión:

$$\lambda_{\text{cajas}} = 2,7 \quad [\text{W/mK}] \quad (8)$$

Por último, el espacio entre el combustible nuclear y la envoltura de los elementos combustibles es llenado con helio a una presión de 0,2 MPa. Los valores de la densidad ( $\rho_{He}$ ), el calor específico ( $Cp_{He}$ ) y la conductividad térmica ( $\lambda_{He}$ ) del helio se asumen constantes, como muestran las siguientes expresiones:

$$\rho_{He} = 0,01742 \quad [\text{kg/m}^3] \quad (9)$$

$$Cp_{He} = 5\,195 \quad [\text{J/kgK}] \quad (10)$$

$$\lambda_{cajas} = 0,33 \quad [\text{W/mK}] \quad (11)$$

Se plantea variar el radio de curvatura del subcanal no.7 (figura 7) para disminuir los elevados valores de temperatura alcanzados en esta zona. Se proponen 2 casos de estudio: el primero con radio de curvatura 5,00 mm, y el segundo con 3,75 mm.

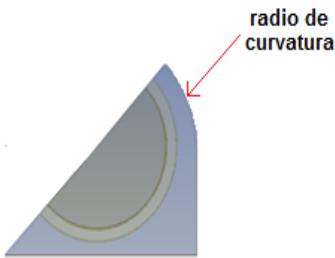


Fig. 7. Geometría del subcanal no. 7

#### ANÁLISIS DE LOS RESULTADOS

Se obtuvieron dos máximos de temperatura en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles, uno en la zona inferior y otro en la zona superior del conjunto (figura 8). En el Caso 1 el subcanal 7 presentó un comportamiento no uniforme respecto a los demás y la temperatura alcanzada en la superficie de la envoltura de su elemento combustible superó el límite permisible. Para el Caso 2 disminuyeron los máximos de temperatura del subcanal 7 y en ningún subcanal se superó el valor límite permisible.

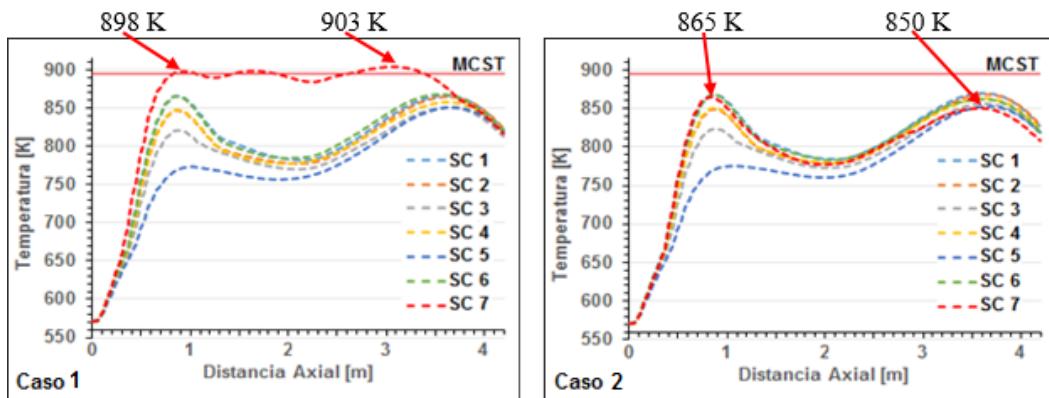
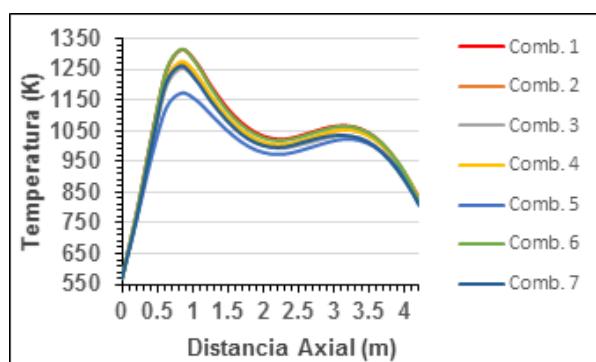


Fig. 8. Distribución axial de la temperatura máxima en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles

Las principales propiedades termofísicas que describen el comportamiento termohidráulico del conjunto combustible en estado estacionario se presentan a continuación.

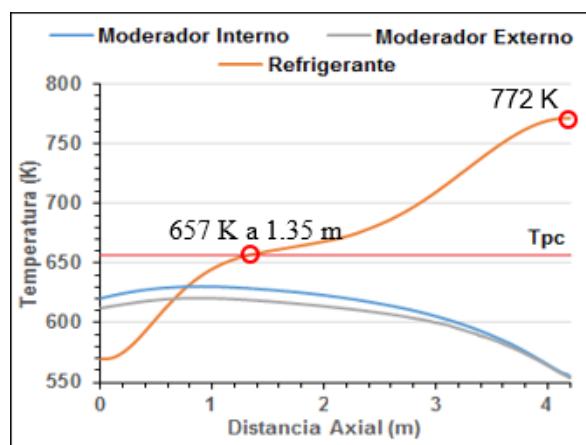
En la figura 9 se pueden apreciar los valores de temperatura promedio alcanzados en los elementos combustibles que, a pesar de ser elevados, aún son muy inferiores a la temperatura de fusión del combustible, que es alrededor de 3000 K. Se garantiza así un amplio margen de seguridad para la operación segura del reactor.



**Fig. 9. Distribución axial de la temperatura promedio de los elementos combustibles**

La distribución axial de la temperatura del refrigerante y del agua moderadora en el conjunto combustible se observan en la figura 10. La temperatura del refrigerante alcanzó el valor de la temperatura pseudocrítica, de 657,15 K para 25 MPa, a 1,35 m de altura del núcleo del reactor aproximadamente, y la temperatura promedio a la salida del núcleo de 772 K. En ningún caso la temperatura del moderador alcanzó valores pseudocríticos.

La figura 11 refleja la distribución axial de la densidad promedio del agua refrigerante y moderadora, así como la densidad promedio del agua en el conjunto combustible. Lo más sobresaliente aquí fue la drástica disminución de la densidad del refrigerante desde aproximadamente 749 kg/m<sup>3</sup> a la entrada del conjunto hasta 92 kg/m<sup>3</sup> a la salida. Por otra parte, la densidad del moderador aumentó con la altura debido a que este desciende e intercambia calor con el refrigerante a través de las cajas interior y exterior.



**Fig. 10. Distribución axial de la temperatura promedio del refrigerante y los moderadores**

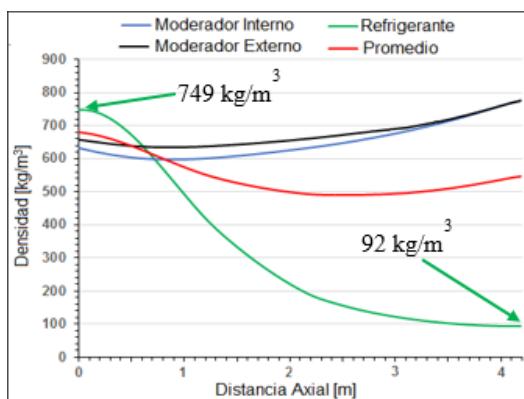


Fig. 11. Distribución axial de la densidad del agua en el octavo del conjunto combustible

#### Análisis de la aparición y magnitud del HTD

La figura 12 muestra cómo la disminución en la generación del flujo de calor descendió la temperatura en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles, mientras que un aumento provocó la elevación de la temperatura. Se observó que para todos los casos se alcanzaron los máximos de temperatura a alturas aproximadamente iguales. Además, para condiciones de una elevación del régimen de flujo de calor al 110 % ocurrió el fenómeno de HTD con valores superiores a la máxima temperatura permisible en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles.

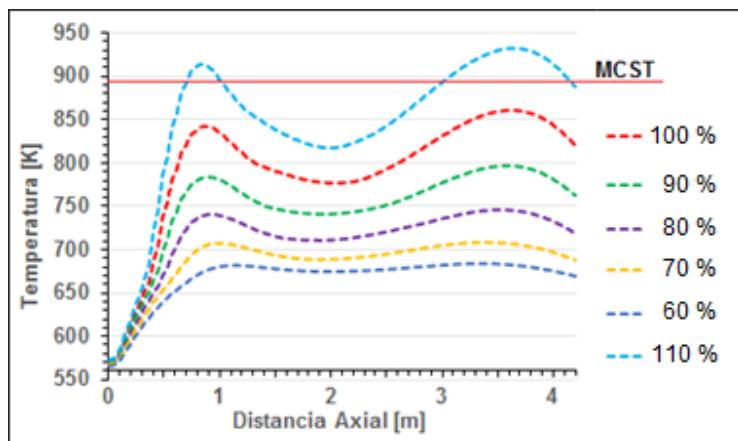


Fig. 12. Distribución axial de la temperatura promedio en la envoltura de los elementos combustibles para diferentes regímenes de flujo de calor

La figura 13 evidencia cómo al reducirse el caudal de flujo mísico de refrigerante a la entrada del conjunto combustible aumentó considerablemente la temperatura en la envoltura de los elementos combustibles y cómo el deterioro de la transferencia de calor apareció a menor altura. Por debajo de un 70 % del caudal de refrigerante, la temperatura máxima debida al deterioro de la transferencia de calor captado en la zona inferior del núcleo, se mantuvo prácticamente invariable.

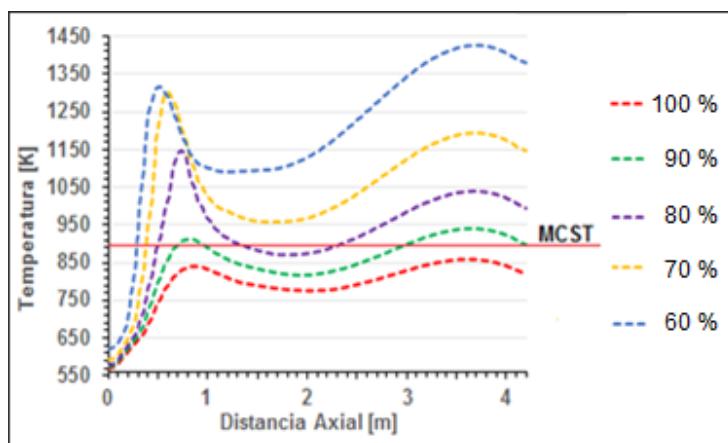


Fig. 13. Distribución axial de la temperatura promedio en la envoltura de los elementos combustibles para diferentes regímenes de flujo másico

## CONCLUSIONES

En el trabajo se expusieron las características fundamentales que hacen que el reactor refrigerado por agua supercrítica sea una de las tecnologías de mayores perspectivas dentro de la nueva generación de reactores nucleares.

Empleando los códigos CFD, se obtuvieron de forma detallada las distribuciones espaciales de las propiedades fundamentales que describen el comportamiento termohidráulico del conjunto combustible típico del HPLWR en estado estacionario.

Se halló la distribución de la temperatura en la envoltura de los elementos combustibles y se obtuvo que para un radio de curvatura de 3,75 mm en los subcanales situados en las esquinas del conjunto combustible los valores de temperatura se mantienen por debajo del límite permitido. Esto garantizó la integridad de los elementos combustibles para esta configuración geométrica.

Además, se realizó un análisis de sensibilidad del conjunto combustible para captar la aparición del HTD, teniendo en cuenta distintos regímenes de flujo de calor y flujo másico de refrigerante, lo que arrojó como resultado que:

- ❖ Cuando disminuye el caudal de flujo másico de refrigerante o aumenta la generación de flujo de calor, aumenta la magnitud del HTD y se supera el límite permisible de temperatura en la superficie de la envoltura de los elementos combustibles.

## RECOMENDACIONES

- ❖ Se sugiere para trabajos futuros analizar el comportamiento termohidráulico del conjunto combustible típico del HPLWR para estados transitorios de operación o accidentales.
- ❖ Realizar un estudio FSI (interacción fluido-estructura) en el conjunto combustible del reactor, para evaluar las principales deformaciones y tensiones a las que se encuentran sometidos los elementos del conjunto.

## REFERENCIAS

1. Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Nuclear Energy Agency (NEA) and Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD). 2014.
2. Squarer D, Schulenberg T, Struwe D, Oka Y, Bittermann D, Aksan N, Dumaz P. High performance light water reactor. Nuclear Engineering and Design. 2003, 221(1-3):167-180.
3. Gu HY, Zhao M, Cheng X. Experimental Studies on Heat Transfer to Supercritical Water in Circular Tubes at High Heat Fluxes. Experimental Thermal and Fluid Science. 2015, 65:22-32.
4. Wang H, Bi Q, Wang L, Lv H, Leung L. Experimental Investigation of Heat Transfers from a 2×2 rod Bundle to Supercritical Pressure Water. Nuclear Engineering and Design. 2014, 275: 205–218.

5. Zhang S, Gu H, Xiong Z, Gong S. Numerical investigation on heat transfer of supercritical fluid in a vertical 7 rod bundle. *Journal of Supercritical Fluids*. 2014, 92:8-15.
6. Waata CL. Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Analysis of a High-Performance Light-Water Reactor Fuel Assembly. Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe. 2006.
7. Castro L. Modelo computacional para el cálculo termohidráulico de un reactor nuclear de agua supercrítica. Tesis en opción al título de Doctor en Ciencias. Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas, La Habana. 2017.
8. Hofmeister J, Waata C, Starflinger J, Schulenberg T, Laurien E. Fuel Assembly Design Study for a Reactor with Supercritical Water. *Nuclear Engineering and Design*. 2007, 237(14):1513–1521.