

# Dinámica de la solidificación de material fundido en el fondo de la vasija de un reactor durante un accidente severo

**Marco Antonio Polo Labarrios**

UAM - Cuajimalpa, CDMX

plabarrios@hotmail.com

**Heriberto Sánchez Mora, Sergio Quezada García**

UNAM Facultad de Ingeniería, CDMX

**Javier Ortiz Villafuerte**

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Ocoyoacac, Edo. de México

## **RESUMEN**

*Durante un accidente severo en un reactor nuclear, se funde el núcleo debido al calor de decaimiento y termina en el fondo de la vasija, en donde tiene que ser enfriado para mantener su integridad estructural. El enfriamiento se lleva a cabo con el agua residual localizada en el fondo de la vasija. El efecto de refrigeración depende de la remoción de calor 1) entre las superficies del lecho de escombros y el agua residual que la rodea; 2) del lecho de escombros por el agua residual que ingresa a través de los poros del lecho; y 3) por el agua que posiblemente penetra entre la pared del fondo de la vasija. En este trabajo se analiza este el tercer proceso, presentando el desarrollo de un modelo matemático en una dimensión para simular los procesos de la transferencia de masa y energía durante el enfriamiento del material fundido acumulado en el fondo de la vasija.*

## **PALABRAS CLAVE**

Núcleo, solidificación, reactor, transferencia de calor.

## **ABSTRACT**

*During a severe accident in a nuclear reactor, the core melts due to decaying heat and ends at the bottom of the vessel, where it has to be cooled to maintain its structural integrity. The cooling is carried out with the waste water located at the bottom of the vessel. The cooling effect depends on heat removal 1) between the surfaces of the debris bed and the waste water surrounding it; 2) from the bed of debris by waste water entering through the pores of the bed; and 3) by the water possibly penetrating between the wall at the bottom of the vessel. This work discusses the third process, presenting the development of a mathematical model in a dimension to simulate the processes of mass and energy transfer during the cooling of the accumulated molten material at the bottom of the vessel.*

## **KEYWORDS**

Nucleus, solidification, reactor, heat transfer.

## INTRODUCCIÓN

Los Accidentes Severos (AS) en las Plantas de Potencia Nuclear (PPN) son eventos poco probables pero con consecuencias graves, como el mostrado recientemente por el accidente ocurrido en abril de 2011 en las PPNs japonesas de Fukushima, donde todos los sistemas de protección fallaron durante el accidente. Bajo la situación de pérdida total de energía eléctrica (SBO), es posible que no funcionen los sistemas de remoción de calor residual, esto provoca la evaporación del refrigerante y la acumulación de vapor dentro de la vasija de presión (RPV). Durante el descubrimiento de la región activa del núcleo, como resultado de la interacción refrigerante-combustible, inicialmente se genera hidrógeno, el cual es un gas incondensable, finalmente el núcleo se funde y es convertido en un lecho de partículas profundo en el fondo de la vasija.

Por otro lado, en un reactor de agua ligera (LWR), los Sistemas de Refrigeración de Emergencia (ECCS) son diseñados para proporcionar refrigeración para diferentes accidentes postulados incluyendo el Accidente de Base de Diseño de Pérdida de Refrigerante (LOCA). Si se asume que los sistemas ECCS no funcionan, el núcleo sería enfriado inadecuadamente y podría fundirse. El material del núcleo fundido formará un lecho de partículas constituido por escombros del núcleo en el fondo de la vasija o en la cavidad del reactor.

En este trabajo se analiza el proceso de remoción de calor y refrigeración del material fundido acumulado en el fondo de la vasija por el agua que posiblemente penetra entre la pared del fondo de la vasija y el material fundido. Se presenta el desarrollo de un modelo matemático en una dimensión para simular los procesos de la transferencia de masa y energía durante la refrigeración del material fundido acumulado en el fondo de la vasija.

El objetivo de la siguiente sección es presentar los principales eventos durante la progresión de un accidente severo, desde el inicio de la oxidación hasta su relocalización en el fondo de la vasija del reactor.

## PROGRESIÓN DE LA FUNDICIÓN DEL NÚCLEO

Los AS en las PPN pueden ser ocasionados por eventos internos o externos, con la característica común de la falta de refrigerante debido a la falla de los sistemas de refrigeración del reactor, los cuales proporcionan una adecuada remoción del calor residual del núcleo, y por múltiples disfunciones generadas por falla de los equipo y/o error humano, incluyendo el fracaso de los procedimientos de seguridad. <sup>1</sup> La pérdida de los sistemas de refrigeración conduce a la inadecuada refrigeración del núcleo y como resultado de la interacción refrigerante-combustible el núcleo podría dañarse y finalmente fundirse. Esto excede el Accidente de Base de Diseño (DBA) suficientemente como para causar falla en las estructuras y sistemas que son necesarios para asegurar la refrigeración apropiada del núcleo del reactor por medios normales. <sup>2</sup>

La evolución del accidente puede verse en los cinco niveles de seguridad (OIEA, 2010), <sup>3</sup> de los cuales al cuarto nivel se le denomina Gestión de Accidentes (GA) Durante este nivel se debe hacer frente a los Accidentes Severos que rebasen los DBA, así como asegurar que las emisiones radioactivas se mantengan tan bajas como sea posible.

Durante la fase temprana de un AS, la configuración de las varillas del núcleo permanece prácticamente intacta, mientras que la fase tardía se caracteriza por la pérdida gradual de la configuración original hasta presentarse la redistribución significativa y acumulación del material cerámico fundido en la región del núcleo, donde puede formar un lecho de partículas poroso, una alberca de material fundido y la formación de una cavidad. El material fundido se acumula en la región central, por encima de una corteza de material metálico solidificado. <sup>4</sup> Cuando la corteza falle el material será relocalizado al fondo de la vasija. La geometría exacta y el proceso en los cuales el lecho de partículas de escombros del núcleo sería formado dependen de la secuencia del accidente y del diseño del reactor. <sup>2</sup>

Frente a un accidente severo, la primera respuesta es mantener el núcleo del reactor enfriado por cualquier medio disponible, dado que tal acción tiene efectos que pueden ser decisivos en la progresión del accidente, es necesario entender totalmente la progresión de daño al núcleo, <sup>5</sup> Por ejemplo, si el agua de refrigeración del núcleo de emergencia entra a la vasija durante la fase inicial del proceso de fundición (re-inundación temprana) sólo habrá fragmentación limitada. A medida que aumente el retraso en el establecimiento de este flujo de agua (re-inundación tardía) mayor será la cantidad de los materiales fundidos y fragilizados. Por otro lado, en el núcleo se podrían formar configuraciones que no pueden ser refrigeradas, esto generará un mayor calentamiento del material hasta que finalmente caiga fundido al fondo de la vasija. <sup>6</sup>

En los diferentes intervalos de temperatura hay diferentes daños al núcleo como se observa en la figura 1. En el primer intervalo, el cual va de 1200°C a 1400°C, ocurre un daño local al núcleo y se forman bloques que probablemente puedan ser enfriados. En el segundo rango que ocurre de 1760 °C a 2000 °C, ocurre un daño extendido en el núcleo lo que genera una mayor formación de masa fundida y regiones que ya no podrán ser enfriadas.

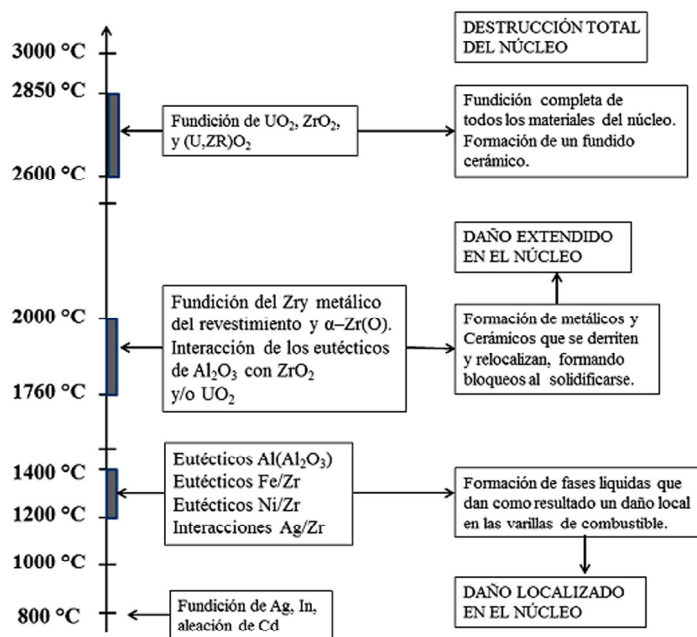


Fig. 1. Posibles consecuencias que ocurren en el núcleo de un reactor nuclear LWR dañado durante un accidente severo (Hofmann et al., 1989; Hofmann, 1999).

Finalmente, en el rango que va de 2600 °C a 2850 °C, se tiene el colapso total de todos los materiales y la destrucción total de todas las regiones centrales las cuales se encuentran a altas temperaturas. <sup>6,7</sup>

El efecto de refrigeración, en estos casos, depende de tres procesos de transferencia de calor principalmente: 1) remoción de calor entre las superficies del lecho de escombros y el agua residual que la rodea; 2) la remoción de calor del lecho de escombros por el agua residual que ingresa a través de los poros del lecho; y 3) la remoción de calor por el agua que posiblemente penetra entre la pared del fondo de la vasija y el lecho de escombros, como se muestra en la figura 2.

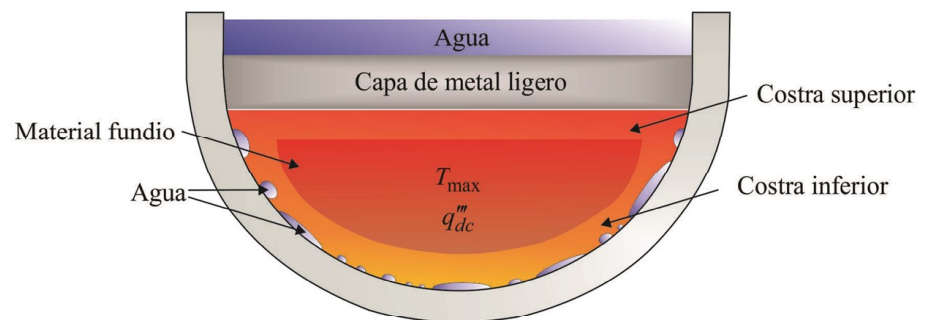


Fig. 2. Pequeña fracción de agua atrapada en el fondo de la vasija.

En este trabajo se analiza el tercer proceso, así se presenta el desarrollo de un modelo matemático en una dimensión para simular y analizar los procesos de la transferencia de masa y energía durante la refrigeración del material fundido acumulado en el fondo de la vasija.

## MODELO MATEMÁTICO

El modelo matemático desarrollado incluye: un modelo de la alberca de material fundido y el agua remanente; y un modelo el cual considera el caso en que quedaran atrapadas pequeñas fracciones de agua entre el material fundido y el fondo de la vasija del reactor, como lo muestra la figura 2. Esta masa de agua, entre el material fundido y el fondo de la vasija, al ser calentada por el calor de decaimiento, cambia de fase produciéndose vapor. Este vapor genera una presión lo suficientemente fuerte para levantar el material fundido formando una cavidad por la cual circula agua-vapor que mantiene parcialmente enfriado el material fundido y retrasa el progreso del AS. Para tener una aproximación del resultado se hace solo la solución para la corteza que crece en el fondo de la vasija.

El modelo matemático en una dimensión describe la transferencia de calor desde la alberca de material fundido con generación interna de calor hacia la corteza que lo rodea. Se considera que la alberca de material fundido es una mezcla homogénea y tiene la misma composición del material solidificado que forma la corteza, en consecuencia comparten las mismas propiedades termo-físicas.

### a) Material fundido y costra

El modelo matemático para el crecimiento de la costra considera la transferencia de calor de la parte inferior del material fundido hacia el agua que está atrapada

en el fondo de la vasija, como se muestra en la figura 2. Para la conducción de calor en la costra se considera,

$$\rho_s C_p \frac{\partial T_s}{\partial t} = \frac{k_s}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \left( r^2 \frac{\partial T_s}{\partial r} \right) + q_{dc}''' \quad , \quad R_v - \delta(t) < r < R_v \quad (1)$$

donde  $\rho$  es la densidad,  $C_p$  es la capacidad calorífica,  $t$  es la variable temporal,  $r$  es la componente radial,  $\delta$  es el espesor de la costra,  $R_v$  es el radio interior de la vasija,  $T$  es la temperatura,  $k$  es la conductividad térmica,  $q_{dc}'''$  es la generación de calor por decaimiento y el subíndice  $s$  representa las propiedades asociadas a la costra. La ecuación 1 está sujeta a las siguientes condiciones de frontera,

$$k_s \frac{\partial T_s}{\partial r} \Big|_{r=R_v} = h_w (T_s(r,t) - T_{ws}), \quad r = R_v \quad (2)$$

$$T_s(r,t) = T_m, \quad r = R_v - \delta(t) \quad (3)$$

$$k_s \frac{\partial T_s}{\partial r} \Big|_{r=R_v-\delta(t)} - k_l \frac{\partial T_l}{\partial r} \Big|_{r=R_v-\delta(t)} = \rho_s \lambda_{sl} \frac{d\delta}{dt} \quad (4)$$

La ecuación 2 considera la transferencia de calor por convección entre la costra y el agua en el fondo de la vasija.  $h_w$  es el coeficiente convectivo entre la mezcla de vapor-agua,  $T_{ws}$  es la temperatura del agua. La ecuación 3 hace alusión a la temperatura en la interface entre el material fundido y la costra la cual es la temperatura de cambio de fase,  $T_m$ , el subíndice  $m$  asocia las propiedades al material fundido. La ecuación 4 modela el crecimiento de la costra, donde  $\lambda_{sl}$  es la energía de cambio de fase del material fundido de líquido a sólido y el subíndice  $l$  representa la parte líquida de la interface.

Mediante un balance de energía, el segundo término de la ecuación 4 es igual a:

$$k_l \frac{\partial T_l}{\partial r} \Big|_{r=R_v-\delta(t)} = q_{dc}''' d\delta(t) \quad (5)$$

Bajo la consideración en la que temperatura en el material fundido es igual a la temperatura de cambio de fase, el término convectivo es despreciado en la ecuación 5. Por lo que, sustituyéndola en la ecuación 4 la condición de frontera es;

$$\frac{\partial T_s}{\partial r} \Big|_{r=R_v-\delta(t)} - q_{dc}''' d\delta(t) = \rho_s \lambda_{sl} \frac{d\delta}{dt} \quad (6)$$

La condición inicial para la ecuación 1 está dada por:

$$T_s(r, 0) = T_m \quad R_v - \delta(t) < r < R_v \quad (7)$$

La figura 3 muestra un esquema de las ecuaciones 1-7.

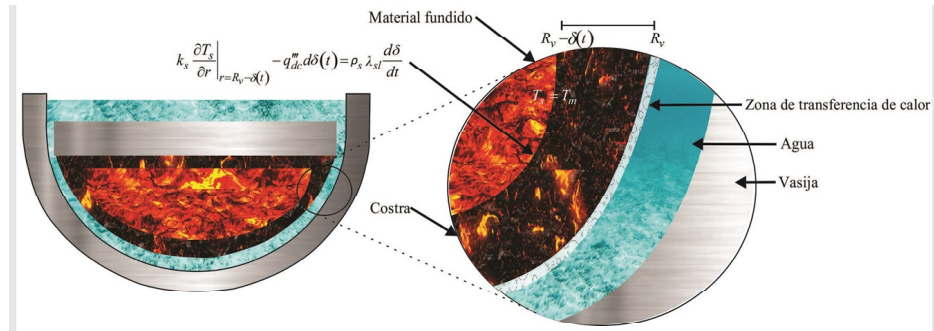


Fig. 3. Diagrama esquemático de la vasija con material fundido.

b) Interacción Corteza inferior-Gap-Vasija

Si se asume que el calor proveniente de la superficie exterior de la corteza inferior, mencionado en la ecuación 2, se transfiere al agua que ingresa al *gap* en función del régimen de ebullición, radiación y por conducción del vapor. Este flujo de calor está dado por:

$$q_{gap} = h_w \left( T_s \Big|_{r=R_v} - T_{ws} \right) \quad (8)$$

donde  $h_w$  es calculado como,

$$\frac{1}{h_w} = \frac{\delta}{2k_s} + \frac{1}{h_{gap}} + \frac{\delta_{ves}}{2k_{ves}} \quad (9)$$

donde  $h_{gap}$  es el coeficiente de transferencia de calor desde la superficie exterior de la corteza inferior con el fluido,  $\delta_{ves}$  es el espesor de la vasija y  $k_{ves}$  es la conductividad térmica de la vasija. El primer término de la ecuación 9 es la resistencia térmica de la corteza inferior; el segundo término considera los mecanismos de radiación, conducción del vapor y el régimen de ebullición; finalmente, el tercer término es la resistencia térmica de la pared de la vasija. Para calcular el coeficiente  $h_{gap}$  se considera que la transferencia de calor depende de la temperatura en exceso de la pared calentada como se muestra en la figura 4.

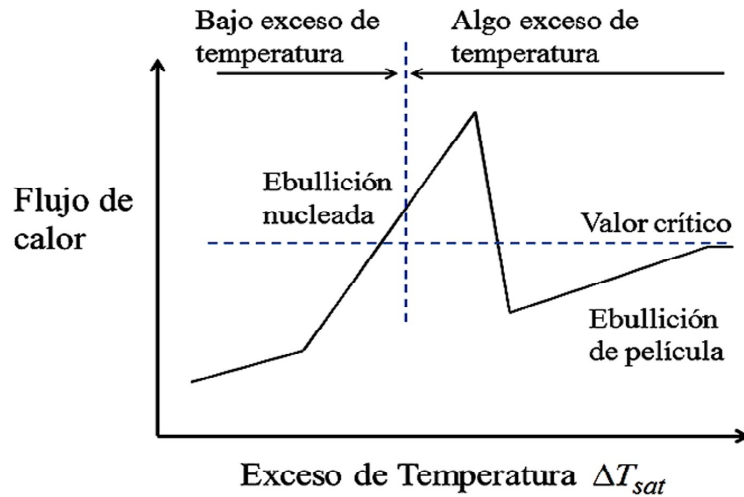


Fig. 4. Transferencia de calor en función de la temperatura en exceso y del régimen de ebullición.

Este coeficiente es calculado de la siguiente manera.

$$h_{gap} = \varepsilon_{stw} \sigma_{stw} \frac{\left( T_s \Big|_{r=Rv}^4 - T_{ves}^4 \right)}{T_s \Big|_{r=Rv} - T_{ves}} + \frac{k_{stw}}{\delta_{gap}} \quad (10)$$

donde  $T_{ves}$  es la temperatura de la vasija,  $\varepsilon$  emisividad,  $\sigma$  es la tensión superficial,  $\delta_{gap}$  es el espesor de la capa de agua entre la vasija y la costra y el subíndice *stw* asocia las propiedades al vapor o agua dependiendo el régimen de ebullición.

Para la transferencia de calor en los distintos regímenes de ebullición se usa la correlación propuesta por Kutateladze.<sup>8</sup>

$$Nu = C \left( \frac{k_w \Delta T_{sat}}{\rho_{st} h_{lg} \nu_w} \right)^{n1} \left( \frac{PL_L}{\sigma_w} \right)^{n2} \quad (11)$$

donde  $\Delta T_{sat}$  es la temperatura en exceso,  $\nu$  viscosidad cinemática,  $P$  presión del sistema,  $LL$  se calcula a partir de  $LL = [\sigma / \{g(\rho_r - \rho_v)\}]$ ,  $h_{lg}$  es la entalpia de cambio de fase del agua (líquido a gas) y el subíndice *w* está asociado a las propiedades al agua. Para condiciones de baja temperatura en exceso, la constante numérica  $C$  y el número del exponente  $n_1$  son obtenidos de los datos de Fujita,<sup>9</sup> a una presión de 0.1 MPa, número del exponente  $n_2$  es obtenido de los datos de Schmidt,<sup>10</sup> a una presión de 10 MPa los valores son:

$$C = 1.1, n1 = 0.3, n2 = 0.32$$

Para condiciones de alta temperatura en exceso, la constante  $C$  y el número del exponente  $n1$  son obtenidos de los datos de Henry y Hammersley:<sup>12</sup>

- Ebullición nucleada:  $C = 2.2, n1 = -0.1, n2 = 0.32$
- Ebullición de transición:  $C = 1.2 \times 10^4, n1 = -0.1, n2 = 0.32$

Para se utiliza el mismo valor de 0.32 de los datos de Schmidt,<sup>10</sup> porque no hay datos para alta temperatura en exceso y alta presión. Cuando se tiene ebullición de película, el coeficiente de transferencia de calor es evaluado con la correlación de Berenson:<sup>11</sup>

$$h_{gap} = 0.425 \left[ \frac{k_{st}^3 g (\rho_w - \rho_{st}) h_{lg}}{\nu_{st} (T_s \Big|_{r=Rv} - T_{sat}) \sqrt{\sigma_w / g} (\rho_w - \rho_{st})} \right]^{1/4} \quad (12)$$

donde:

$$\Delta h_{st} = h_{lg} + 0.5 C p_{st} (T_s \Big|_{x=Rv} - T_{sat}) \quad (13)$$

donde  $g$  representa la aceleración de gravedad y  $T_{sat}$  la temperatura de saturación del agua. La temperatura del fondo de la vasija,  $T_v$ , se considera constante, ya que al estar en contacto con el vapor de agua en la cavidad su valor está por cerca de la misma temperatura del vapor circundante.



c) Refrigeración permitida por la sección transversal superior del *gap*

Se considera que la remoción de calor a través de la superficie caliente está restringida por el régimen de ebullición, es decir, la cantidad de agua cerca de la pared calentada, y la capacidad de refrigeración que permite la parte superior final del *gap*. En la parte superior final del *gap* la refrigeración está restringida por la cantidad de agua que puede penetrar, debido al fenómeno de flujo contra corriente de vapor y agua (CCFL) que se presenta en esta parte del *gap*,<sup>13</sup> como se muestra en la figura 5.

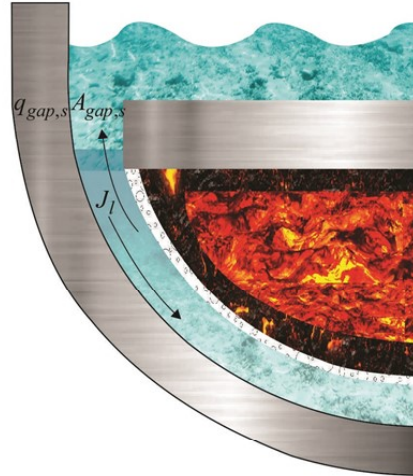


Fig. 5. Fenómeno que se presenta durante la refrigeración del *gap*.

La tasa de transferencia de calor total a través del extremo superior del *gap* ( $q_{gap,sup}A_{gap,sup}$ ) es obtenida del balance de masa y energía, descrito por,

$$q_{gap,sup}A_{gap,sup} = \delta_{gap}J_{st}h_{lg}A_{gap,sup} \quad (14)$$

$$\rho_{st}J_{st} = \rho_wJ_w \quad (15)$$

Donde  $q_{gap,sup}$  es el flujo de calor en la parte superior del *gap*,  $A_{gap,sup}$  área de la sección transversal superior del *gap*,  $J$  es la velocidad superficial. En este trabajo se considera que la transferencia de calor depende de la temperatura en exceso de la pared calentada y del régimen de ebullición. Por otro lado, también se considera el fenómeno de contracorriente de líquido y vapor, para esto, se utiliza la correlación de Kutateadze (1952) para considerar el CCFL:

$$q_{gap,sup}A_{gap,sup} = \left[ \frac{1.2}{1 + \left( \frac{\rho_{st}}{\rho_w} \right)} \right]^2 \rho_{st}h_{lg} \left[ \frac{g\sigma_{stw}(\rho_w - \rho_{st})}{\rho_{st}^2} \right]^{1/4} A_{gap,sup} \quad (16)$$

**SOLUCIÓN NUMÉRICA Y RESULTADOS**

Con la consideración del modelado para la dinámica de crecimiento de la costra inferior del material fundido en el fondo de la vasija de un reactor nuclear, se



empleó para la solución de la ecuación. 1 el método diferencias finitas discretizado a 24 nodos radiales, donde la distancia entre nodos radiales varía en función del crecimiento de la costra proporcionando una condición de frontera móvil. Una vez discretizada la Ec. 1, se emplea el algoritmo de Thomas para la solución del sistema de ecuaciones. Para la solución de la ecuación 6 se utilizó el método de Euler con un paso de integración temporal de  $\Delta t=0.6s$ .

El método de solución fue implementado en Python 2.7.14, con ayuda de las librerías de OpenGL se obtuvieron resultados gráficos que facilitan la interpretación del crecimiento de la costra del material fundido. En la figura 6 se muestra el campo de temperaturas en la vasija.

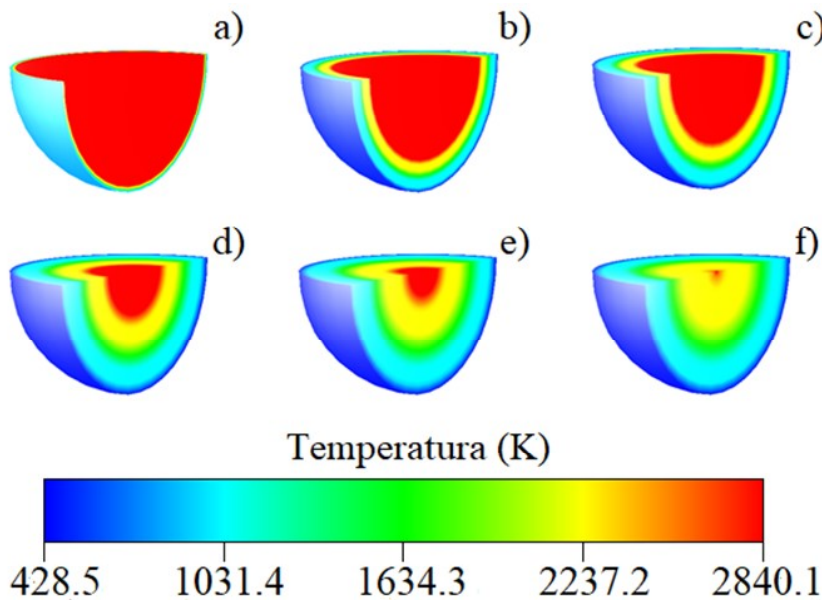


Fig. 6. Perfil de temperatura de la vasija con material fundido a diferentes tiempos. a) 3025.9 s, b) 76323.9 s, c) 156432.0 s, d) 473754.0 s, e) 732086.0 s y f) 1056360.0 s.

### Parámetros y propiedades físicas

Para las simulaciones numéricas de la refrigeración del material fundido acumulado en el fondo de la vasija durante un accidente severo, los valores de los parámetros y propiedades físicas usados, son presentados en la siguiente tabla.

Tabla I. Parámetros usados en la simulación numérica.

Descripción	Parámetro	Valor
Radio interno de la vasija	$R_v$	2.3 m
Presión del agua en el gapC	$p$	0.3701 MPa
Calor de decaimiento del material fundido	$q_{dc}'''$	8,5 kW/m <sup>3</sup>
Temperatura inicial de la vasija	$T_v$	430.15K
Temperatura inicial del agua	$T_w$	428.15K
Temperatura de fundición	$T_m$	2840.15K
Espesor del gap de agua	$s_{gap}$	0.001 m
Número de nodos de la costra	$n$	24

### Resultados de las simulaciones numéricas

En la figura 6 se muestra la dinámica de crecimiento de la corteza mediante el perfil de temperaturas generado por la refrigeración proporcionada por el agua remanente, donde se observa las regiones que se encuentran a temperatura de solidificación del material y la región a temperatura de fusión. En la figura 6a, el material relocalizado se encuentra casi en su totalidad fundido y comienza la refrigeración por el agua remanente; mientras que en la figura 6b después al tiempo 76323.9 segundos el material se encuentra parcialmente solidificado y se observa una distribución de temperaturas; en la figura 6c, se observa que el espesor de la corteza ha aumentado después de 156432.0 segundos.

En las figuras 6d y 6e sigue el procedimiento de crecimiento de la costra; finalmente, en la figura 6f, después de 1056360.0 segundos (alrededor de 12 días) el material fundido se ha solidificado totalmente.

En la figura 7 se muestra el crecimiento del espesor de la costra.

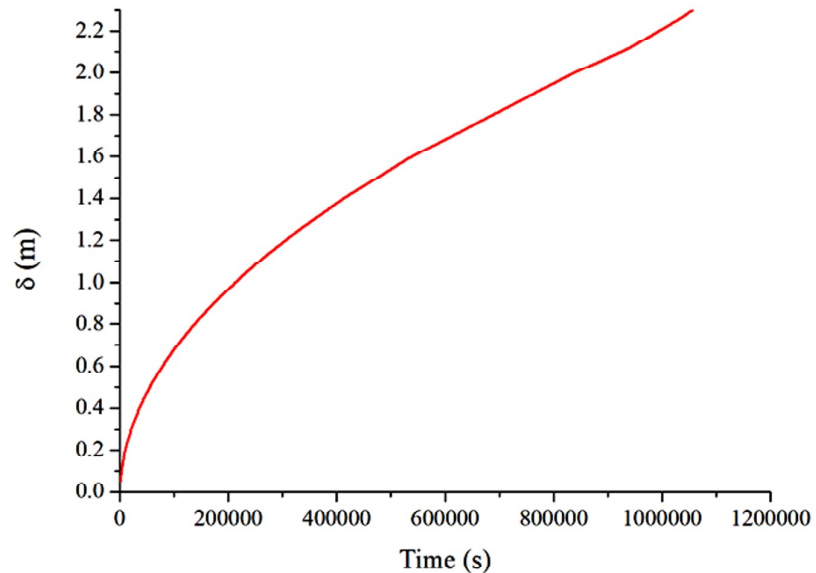


Fig. 7. Crecimiento del espesor de la costra.

### CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos por la simulación muestran que la solidificación de la costra toma alrededor de 12 días, solo considerando la transferencia de calor al vapor de agua localizada en el fondo de la vasija y a la recirculación de la misma, como lo muestra la figura 6. Por otro lado, la figura 7 muestra que el crecimiento de la costra inicialmente es más rápido y se reduce su pendiente a medida que el tiempo avanza. Esto se atribuye a que al inicio la transferencia de calor del material fundido al agua en el fondo de la vasija, debido a su cercanía, es más grande dado que el espesor de la costra no opone resistencia térmica y aumenta a medida que crece la costra.

Como trabajo futuro se tiene en mente en contemplar la costra superior de la vasija y una dinámica bidimensional en el pleno inferior.

## REFERENCIAS

1. Xingwei Shi, Xinrong Cao, Zhengzhi Liu, “Oxidation behavior analysis of cladding during severe accidents with combined codes for Qinshan Phase II Nuclear Power Plant”. *Annals of Nuclear Energy* 58, pp. 246–254 (2013).
2. Kawahara K., Ishiwatari Y., Liu M., “Development of simple success criteria regarding alternative water injection for emergency response to long-term station blackout of BWR”. *Journal of Nuclear Science and Technology* 50(2), pp. 201–211 (2013).
3. OIEA, “Seguridad de los Reactores de Investigación”, Requisitos de seguridad, N° NS-R-4.
4. Reinke N, Tilman Drath, Thilo v. Berlepsch, Hermann E. Unger, Marco K. Koch. “Formation, characterisation and cooling of debris Scenario discussion with emphasis on TMI-2”. *Nuclear Engineering and Design* 236, pp. 1955–1964 (2006).
5. Espinosa-Paredes G., Camargo-Camargo R., Nuñez-Carrera A., “Severe Accident Simulation of the Laguna Verde Nuclear Power Plant. *Science and Technology of Nuclear Installations* (2012).
6. Hofmann P., Hagen S., Schanz G., Skokan A., “Chemical Interactions of Reactor Core Material Up to Very High Temperatures”. *Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe KFK—4485* 20(12), 75 p. (1989).
7. Hofmann P., “Current knowledge on core degradation phenomena, a review”. *J. Nucl. Mater.* 270, 194–211 (1999).
8. Kutateladze S.S., “Heattransfer in Condensation and Boiling”. U.S. AEC Rep., AEC-tr-3770 (1952).
9. Fujita Y., Ohta H., Uchida S., Nishikawa K., “Nucleate boiling heat transfer and critical heat flux in narrow space between rectangular surfaces”. *International Journal of Heat and Mass Transfer* 31 (2). p. 229-230 (1988).
10. Schmidt H., et al., “Experiments on heat removal in a gap between debris crust and RPV wall,” 1st European-Japanese Two-Phase Flow Group Meeting, Portoroz, June 1–5, 1998.
11. Berenson P.J., “Film Boiling Heat Transfer from a Horizontal Surface”. *Journal of Heat Transfer* 83C, p. 351 (1961).
12. Henry R.E., Hammersley R.J., “Quenching of Mellow Surfaces in a Narrow Annular Gap”. 5th Int. Conf. Simulation Methods in Nuclear Engineering, Montreal, Canada, September. 1996.
13. Murase M., Kohriyama T., Kawabe Y., Yoshida Y., Okano Y., “Heat Transfer Models in Narrow Gap. *Proceedings of ICONE 9*”, 9th International Conference on Nuclear Engineering, April 8-12 2001, Nice, France.