

ANÁLISIS TÉRMICO DE REPOSITORIO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR GASTADO UTILIZANDO ANSYS Y OPENFOAM[©]

THERMAL ANALYSIS OF A REPOSITORY OF SPENT NUCLEAR FUEL USING ANSYS AND OPENFOAM[©]

**Raoni A. Jonusan^a, Dario M. Godino^b, Santiago F. Corzo^b, Damián E. Ramajo^b,
Antonella L. Costa^a y Claubia Pereira^a**

^a*Departamento de Engenharia Nuclear Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG) Av. Antônio Carlos No. 6627, Campus Pampulha, CEP 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brazil*

^b*CIMEC Centro de Investigación de Métodos Computacionales, UNL, CONICET, FICH, Col. Ruta 168 s/n, Predio Conicet "Dr Alberto Cassano", 3000 Santa Fe, Argentina, dmgodino@gmail.com, <http://www.cimec.org.ar>*

Palabras clave: Análisis térmico, Repositorio geológico, Combustible nuclear gastado.

Resumen. El uso de formaciones geológicas profundas como depósito de elementos combustibles nucleares gastados, es actualmente una de las opciones más factibles y seguras. El diseño y modelado de estos depósitos requiere considerar aspectos como el calor de decaimiento, que puede comprometer la seguridad del depósito. Por lo tanto, es importante realizar un análisis térmico transitorio teniendo en cuenta el calor emitido en el tiempo y analizando parámetros como la temperatura sobre la superficie del recipiente de contención y la temperatura entre la bentonita y la roca. La utilización de simulación computacional 3D con códigos como ANSYS u OpenFOAM[©], permite abordar este tipo de problemas, siendo un laboratorio virtual para evaluar diferentes configuraciones y diseños de repositorios. La contribución de este trabajo se centra en verificar el análisis térmico para seis tipos de combustibles nucleares gastados, utilizando como referencia el repositorio para residuos de alto nivel del Reino Unido, basado en el concepto KBS-3 y desarrollado por Swedish Nuclear Fuel and Waste Company.

Keywords: Thermal analysis, Geological repository, nuclear spent fuels.

Abstract. The use of deep geological formations as a deposit for spent nuclear fuel elements is currently one of the most feasible and safe options. The design and modeling of these deposits require considering many aspects such as the decay heat, which can compromise the security of the deposit. Therefore, it is important to perform a transient thermal analysis taking into account the time-dependent volumetric heat and analyzing parameters such as the temperature on the surface of the containment vessel, or the temperature between the bentonite and the rock. On the other hand, the use of 3D computer simulation, with codes such as ANSYS or OpenFOAM[©], allows us to address this type of problems, being a virtual laboratory to evaluate different repositories designs. The contribution of this work focuses on verifying the thermal analysis for six types of spent nuclear fuels, using as a reference the repository for spent fuel or high-level waste in the United Kingdom, which is based on the KBS-3 concept developed by Swedish Nuclear Fuel and Waste Company.

1. INTRODUCCIÓN

La energía nuclear suministra actualmente un elevado porcentaje de la energía eléctrica del mundo y existe una demanda creciente de más generación de energía nuclear, en parte, en respuesta a los requisitos de fuentes de energía con baja emisión de carbono, y en parte para mejorar la seguridad del suministro de electricidad mediante la diversificación, especialmente en países que dependen del carbón, el petróleo o el gas importados.

En este sentido, desde hace más de 50 años se viene utilizando energía nuclear para abastecer las redes eléctricas, y la industria nuclear ha estado produciendo desechos radiactivos durante este periodo. Como cualquier fuente de energía, el uso de energía nuclear produce desechos, pero en cantidades muy pequeñas en comparación con el uso de combustibles fósiles. Esto ha llevado a una situación en la que no ha habido urgencia de eliminar estos desechos. Por otra parte, el almacenamiento de desechos radiactivos requiere instalaciones especiales, altamente seguras y costosas, que trae aparejada considerable oposición pública a ubicar las instalaciones fuera de las plantas de energía, donde se producen y almacenan los desechos en forma transitoria.

En este sentido la utilización de repositorios geológicos profundos para almacenar los combustibles gastados (CG) y los residuos de alto nivel (HLW) es en la actualidad la mejor forma de manejar estos desechos, los cuales combinan, niveles altos de radioactividad y la producción de calor residual.

A pesar de ser un concepto investigado por más de 40 años, aun no hay un repositorio geológico en funcionamiento. El primero en entrar en operación probablemente será el repositorio Finish en el Reino Unido, seguido de repositorios en Suecia y en Francia en las próximas dos décadas. (Agency, 2018).

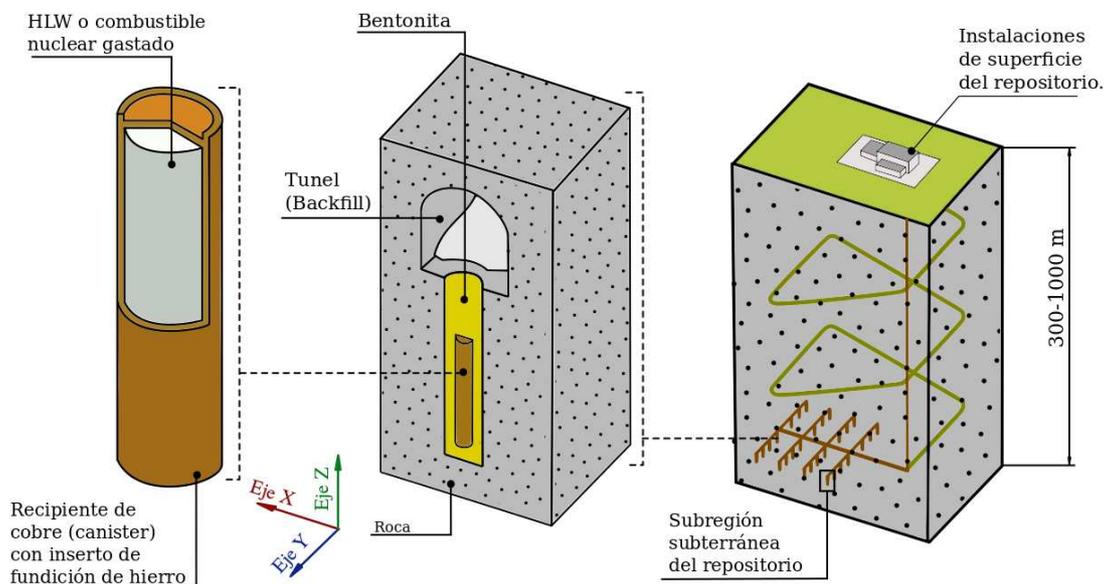


Figura 1: Concepto de repositorio UK HLW/SF (Ltd, 2005)

Existen diferentes conceptos de repositorios geológicos. La principal diferencia entre ellos es el tipo de roca donde se va a depositar el desecho nuclear. Las rocas estudiadas son rocas duras, por ejemplo, granito (Finlandia y Suecia); Formaciones de arcilla (Francia) y formaciones de sal (Agency, 2018). Cada una de ellas tienen ventajas y desventajas. Cualquiera de los conceptos de eliminación geológica sigue el principio de múltiples barreras de contención (Ikonen,

2003). Según este principio, cada estructura es una barrera contra la liberación de radiación al medio ambiente. La formación geológica elegida debe ser estable para evitar la influencia de los eventos de superficie en el repositorio y para retardar o contener la liberación de desechos nucleares en el medio ambiente. Las profundidades de 300 [m] o más se eligen para evitar el acceso accidental o intencional a los desechos.

1.1. REPOSITARIOS GEOLÓGICOS

El sistema de eliminación geológica elegido como referencia para este trabajo es el concepto KBS-3, desarrollado por la Compañía Sueca de Combustible y Desechos Nucleares (SKB), como se representa en la Figura 1 (Ageskog y Jansson, 1999; SKB y Waste Management Co., 1998). Este concepto fue adoptado como referencia por las empresas Finish Posiva y British Nirex para desarrollar su concepto de repositorio (Ikonen, 2003; Ltd, 2005).

En el concepto KBS-3, el desecho se coloca sobre roca dura, como ser granito. El CG o HLW que se desechará, se carga en un recipiente de cobre (canister) relleno en el interior por fundición de hierro, como se muestra en la Figura 2. Luego, cada recipiente se coloca en agujeros individuales, excavados a lo largo de túneles paralelos a una profundidad de 500 [m]. Cada canister está rodeado por bentonita, que se utiliza como protección mecánica. La bentonita es también una barrera capaz de retener los elementos radiactivos en caso de accidente.

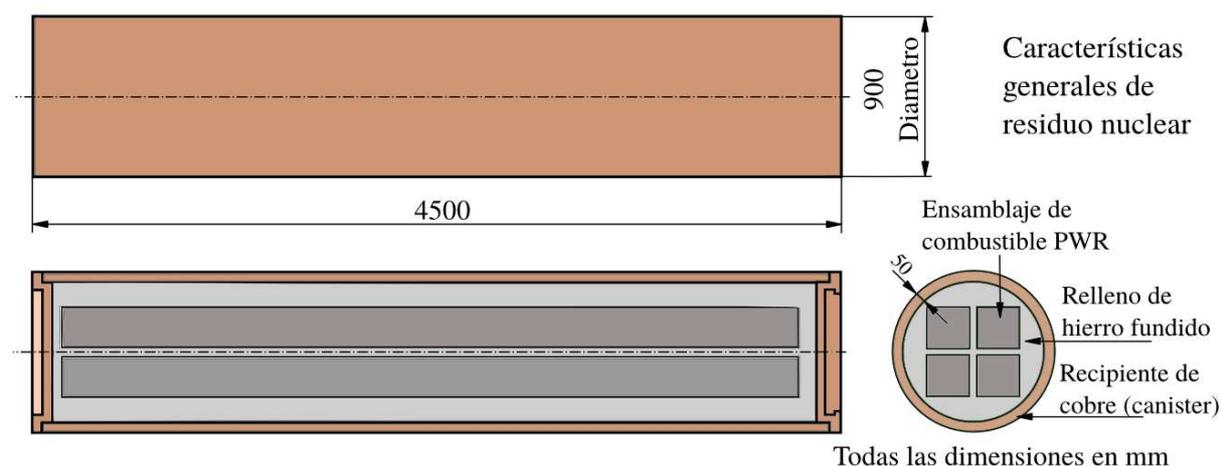


Figura 2: Recipiente de cobre para combustible gastado (canister) (Ltd, 2005).

Uno de los principales aspectos a estudiar durante el desarrollo de un repositorio con estas características, es cómo se comportarán las estructuras del repositorio frente a las cargas térmicas aplicadas por los residuos nucleares. Sabiendo que los residuos nucleares son una fuente de potencia capaz de generar calor durante largos períodos de tiempo debido al calor de decaimiento de los componentes radiactivos.

1.2. COMBUSTIBLES QUEMADOS

La composición final y, en consecuencia, el calor de decaimiento del CG dependen del tipo de combustible quemado. El tipo de combustible quemado puede definirse como la cantidad de energía generada por el combustible nuclear. El mayor uso del combustible nuclear es deseable desde el punto de vista económico, ya que cuanto mayor sea el quemado del combustible, mayor será el tiempo de residencia en el núcleo del reactor y los costos de energía serán menores

(Duderstadt y Hamilton, 1976.; IAEA, 2016). Sin embargo, un mayor quemado de combustible a menudo implica un mayor enriquecimiento inicial. Este cambio en el enriquecimiento da como resultado diferentes composiciones isotópicas finales.

En Brasil, el tipo de combustible utilizado actualmente por las centrales nucleares es de 50 y 55 [GWd / tHM] (Giga-Watts día por tonelada de metal pesado) con un enriquecimiento inicial de 3.6 % y 4.0 %, para ANGRA 2 y 1 respectivamente. Como un repositorio de CG debe alojar todo el CG producido por el país, tanto en el pasado como en el futuro, el diseño debe cubrir los posibles tipos de CG futuros. Como primer paso hacia el diseño, este trabajo abarcará dos tipos de CG y tres valores de quemado (burnup) de combustible (Acar y Zabunoğlu, 2013).

El primer tipo de CG es el denominado SUOX (óxido de uranio gastado). El SUOX es un CG tradicional de reactores tipo PWR (Reactor de Agua a Presión), en un ciclo de combustible abierto tradicional. Para este estudio se utilizan los siguientes valores de enriquecimiento y quemado (Acar y Zabunoğlu, 2013):

- 3.3 % enriquecimiento para un quemado de 33 [GWd/tHM];
- 3.8 % enriquecimiento para un quemado de 40 [GWd/tHM];
- 4.56 % enriquecimiento para un quemado de 50 [GWd/tHM].

El segundo tipo es el que se denomina SMOX (óxido mixto de combustible). El combustible dado por óxido mixto (MOX) es un combustible nuclear producido después de la recuperación del uranio (U) y del plutonio (Pu) del SUOX mediante el método de reprocesamiento de Purex. El U y Pu se obtienen en corrientes separadas en sus formas puras. El U puede volver a enriquecerse e introducirse en el mismo reactor como combustible nuevo. El Pu se puede mezclar con U natural o gastado para obtener MOX. El reciclaje del SUOX ocurre en un ciclo de combustible cerrado y los otros productos de fisión del SUOX reciclado forman el HLW. En este trabajo se utilizaron los siguientes contenidos totales fisionables y valores de quemado iniciales (Acar y Zabunoğlu, 2013):

- 4.064 % contenido fisionable total para un quemado de 33 [GWd/tHM];
- 4.852 % contenido fisionable total para un quemado de 40 [GWd/tHM];
- 6.045 % contenido fisionable total para un quemado de 50 [GWd/tHM].

El contenido de enriquecimiento/fisionabilidad total y los valores de quemados citados anteriormente se utilizaron en un trabajo anterior (Acar y Zabunoğlu, 2013) para calcular los perfiles de calor de decaimiento del SUOX y SMOX con el código MONTEBURNS. Para todos los tipos de residuos, la duración total del almacenamiento intermedio después de la descarga del reactor y antes de la eliminación final es de 50 años. La Figura 3-a muestra el perfil de calor de decaimiento para el SUOX y la Figura 3-b muestra el perfil de calor de decaimiento para el SMOX.

1.3. Ecuaciones de calor de decaimiento

Los perfiles de calor de decaimiento se pueden usar para obtener las ecuaciones de velocidad de generación de calor. Estas ecuaciones se utilizan como términos fuentes en los análisis térmicos dependientes del tiempo. Para obtener estas ecuaciones es necesario que las curvas de calor de decaimiento se ajusten a una suma de cuatro términos exponenciales como se muestra a continuación (Acar y Zabunoğlu, 2013)

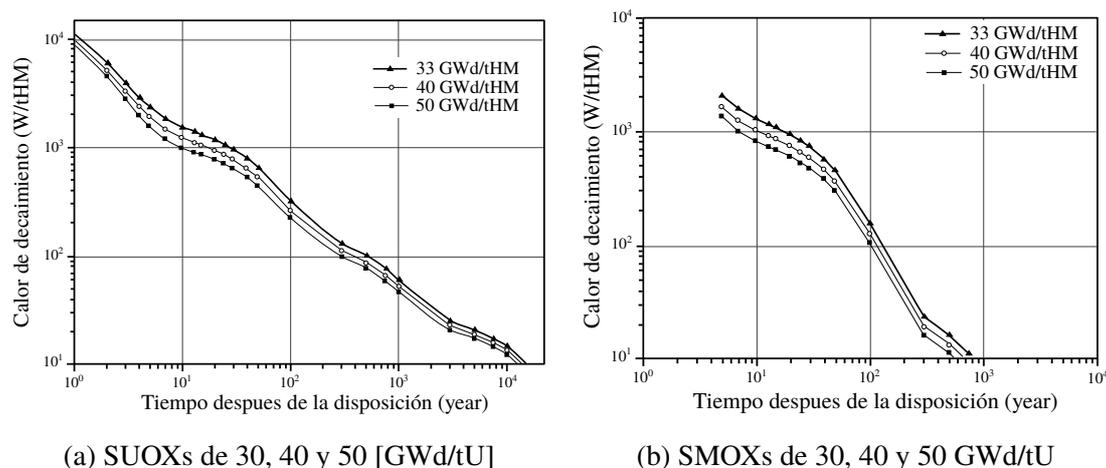


Figura 3: Perfiles de decaimiento térmico para diferentes tipos de quemados

$$Q_t = \sum_{i=1}^4 A_i e^{-b_i t} \quad (1)$$

La expresión anterior se llama fórmula de Put. (Acar y Zabunoğlu, 2013; Put y Henrion, 1992). El calor liberado por el CG, Q es [W/tHM], puede calcularse para cualquier tiempo dado con t en años, después de su generación. Los valores de los coeficientes A_i y b_i utilizados en este estudio se dan en la Tabla 1.

El calor de decaimiento liberado por el CG aumenta la temperatura de los componentes del repositorio. Este calor, si no se estudia adecuadamente, puede afectar la estabilidad y la seguridad del repositorio. Bajo el efecto de temperaturas más altas, la estabilidad mineralógica de la bentonita puede verse afectada o pueden crearse fracturas en la roca debido al estrés térmico (Ikonen, 2003; Min et al., 2005; Lee et al., 2014). Este trabajo se enfoca en el análisis térmico de los componentes del repositorio durante los primeros 20 años, posteriores a la deposición final, para garantizar que los criterios térmicos se cumplan durante este período.

Tipo de Quemado	SUOX			SMOX		
	33	40	50	33	40	50
A1	990.18	1219.81	1535.27	1131.78	1495.38	2100.53
A2	120.73	138.18	157.3	703.28	865.25	1058.92
A3	14.27	15.76	48.54	390.09	552.25	660.44
b1	11.6	13.02	27.2	116.68	138.58	177.22
b2	0.00166	0.00167	0.00152	0.00152	0.00155	0.00159
b3	0.00013	0.00014	0.00869	0.00692	0.00788	0.00765
b4	3.1375E05	3.2642E05	5.5445E05	6.7581E05	6.9608E05	8.0955E05

Tabla 1: Valores de los coeficientes en la fórmula de Put para los tipos de residuos considerados (Acar y Zabunoğlu, 2013).

2. MODELO COMPUTACIONAL

Para garantizar la seguridad y la estabilidad del repositorio es necesario establecer una restricción térmica sobre la temperatura en la superficie del recipiente. Esta restricción garantiza la estabilidad química de la bentonita durante la vida útil del repositorio (Ikonen y Raiko, 2012; Acar y Zabunoğlu, 2013; Choi y Choi, 2008). La temperatura habitual es de 100 [°C], pero con el objetivo de considerar un mayor margen de seguridad y la posibilidad de desviaciones en los parámetros ambientales y los datos de CG, se adoptó una temperatura de restricción de 80 [°C] (Acar y Zabunoğlu, 2013; Ageskog y Jansson, 1999). Se supone que no hay un espacio de aire entre los componentes, y las temperaturas no son significativas para considerar la transferencia por radiación. Por lo tanto, el único mecanismo de transferencia de calor considerado es la conducción.

Durante el diseño del repositorio, algunos aspectos geométricos pueden afectar la distribución de temperatura alrededor del recipiente, como la distancia entre los túneles de disposición y la distancia entre los orificios del recipiente. La distancia entre los túneles es de 40 [m]. El diámetro de las perforaciones de reposición es de 1.75 [m]. La profundidad de las perforaciones es 7.55 [m]. El diámetro del túnel de los residuos es de 5.5 [m] (Acar y Zabunoğlu, 2013; Ikonen y Raiko, 2012). La distancia D_h entre los orificios de cada repositorio varía según el tipo de CG y su quemado, como se indica en la Tabla 2.

Tipo de CG	Combustible quemado	Distancia D_h [m]
SUOX	33	3.90
	40	5.54
	50	10.0
SMOX	33	3.0
	40	4.0
	50	5.8

Tabla 2: Distancia entre los orificios de los residuos nucleares [m] (D_h) (Acar y Zabunoğlu, 2013).

Como se mencionó anteriormente, el concepto de depósito utilizado en este estudio es el KBS-3, sin embargo, se hicieron algunas modificaciones debido a la necesidad de verificación de los resultados. Esas modificaciones se realizaron siguiendo un estudio anterior elegido como referencia (Acar y Zabunoğlu, 2013), que utilizaba una variante del diseño KBS-3, realizado por Nirex (Ikonen y Raiko, 2012).

Tanto los recipientes SUOX como SMOX tienen la misma geometría. El recipiente es de 4.5 [m] de largo con un diámetro de 0.9 [m]. El recipiente SUOX contiene cuatro elementos combustibles SUOX y el recipiente SMOX contiene un conjunto SMOX.

El análisis se realizó durante el período crítico de 20 años, después de la deposición (Acar y Zabunoğlu, 2013; Ikonen y Raiko, 2012). El análisis térmico se utiliza para calcular la distribución de la temperatura en el repositorio y en los puntos críticos: la interfaz canister/bentonita y la interfaz bentonita/roca. Se asume que los límites verticales (eje Z) están a 25 [m] por encima y por debajo del orificio donde se aloja el canister y posteriormente es rellenado con bentonita (Acar y Zabunoğlu, 2013). Para tener en cuenta el gradiente geotérmico, se fija que la tempera-

tura en el contorno superior del modelo es de 15 [°C], y la temperatura del contorno inferior se obtiene al considerar un gradiente geotérmico de 30 [°C/km].

Intervalo temporal (días)	Paso de tiempo (segundos)
0 a 1	180
1 a 30	10800
30 a 334	259200
334 a 7300	7889400

Tabla 3: Paso de tiempo adoptado para cada periodo de simulación

La discretización temporal de la simulación se realizó considerando cuatro pasos de tiempo asociados a cuatro intervalos temporales, como se muestra en la Tabla 3.

El modelo 3D se construyó siguiendo la geometría real, y el análisis térmico se realizó utilizando el código de elementos finitos ANSYS y el código de volúmenes finitos OpenFOAM[®] (Jasak et al., 2007; ANSYS, 2009). El uso de ambos códigos se realizó con el objetivo de asegurar la verificación de los resultados obtenidos. Se utilizó la versión de ANSYS Académica 19.1, con un límite de 32 mil nodos/elementos. Y para OpenFOAM[®] se utilizó la versión 4.1.

El diseño del repositorio tiene simetría geométrica y de carga térmica, por lo que es suficiente modelar una cuarta parte del dominio.

Por definición, todos los planos de simetría son adiabáticos. Las propiedades térmicas de los materiales se dan en la Tabla 4.

El dominio computacional usado en OpenFOAM[®] fue discretizado usando mallas estructuradas. Los combustibles SOUX fueron discretizados en 125377 elementos y los combustibles SMOX en 146378 elementos.

Los diferentes dominios se acoplaron térmicamente utilizando el solver *ChtMultiRegionFoam*, para resolver la transferencia de calor conjugada entre las diferentes regiones. El solver emplea un método iterativo para encontrar las temperaturas entre las superficies de compartidas.

La ecuación de energía fue resuelta usando el solver Gradiente Conjugado Precodicionado (PCG). Se utilizó el preconditionador Diagonal Incompleta de Cholesky (DIC). Se utilizaron esquemas de convergencia de segundo orden para el término temporal y los términos de gradiente. En el solver lineal se utilizó como criterio de convergencia en cada paso de tiempo un residuo absoluto inferior a 10^{-6} o reducir tres órdenes el residuo relativo.

Las mallas en ANSYS fueron construidas usando las siguientes opciones: malla adaptativa, Resolution set to 5, Desacoplamiento de Malla y Transición Lenta. Los elementos utilizados fueron de tipo cuadrático. El número de elementos varió entre 6.501 y 16.363.

El algoritmo de solución utilizado fue el método de QUASI, que utiliza un algoritmo de Picard para resolver directamente la temperatura. Por no disponer de información sobre la dependencia de las propiedades de los distintos materiales con la temperatura, se asumieron propiedades constantes.

Las simulaciones en OpenFOAM[®] se realizaron en paralelo, con una arquitectura de memoria distribuida utilizando 8 núcleos (E5-1660-v3, 26GB-RAM DDR3, 160GBHD, Infiniband QDR4 Gbps). Las simulaciones en ANSYS se realizaron en una máquina utilizando 6 núcleos. (i7-8750H, 8GB-RAM DDR4, 128GB SSD/ 1TB HD). Algunas variables, como la temperatura

Material	Propiedades	Valores
Combustible quemado	Densidad (kg/m^3)	2,000
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	0.135
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	2,640
Inserto de material fundido	Densidad (kg/m^3)	7,200
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	52
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	504
Canister de Cobre	Densidad (kg/m^3)	8,900
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	386
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	383
Bentonita	Densidad (kg/m^3)	1,970
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	1
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	1,380
Backfill	Densidad (kg/m^3)	2,270
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	2.0
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	1,190
Material Roca	Densidad (kg/m^3)	2,650
	Conductividad térmica ($\text{W/m } ^\circ\text{C}$)	3.2
	Calor específico ($\text{J/kg } ^\circ\text{C}$)	815

Tabla 4: Propiedades termofísicas de los materiales (Choi y Choi, 2008; Lee et al., 2014).

de la superficie de la bentonita y el flujo de calor en el combustible gastado, fueron monitoreadas para evaluar la evolución y convergencia del problema. Se necesitaron aproximadamente 6 horas de simulación para obtener la solución final en OpenFOAM[®].

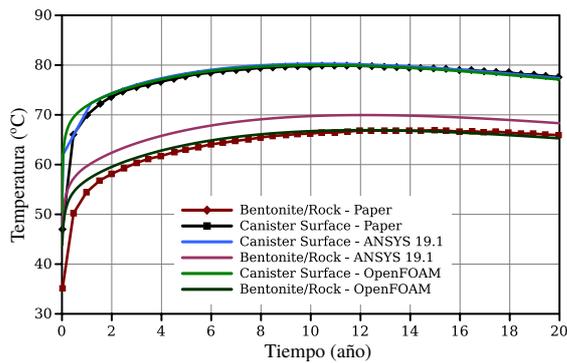
3. RESULTADOS Y ANÁLISIS

Para este trabajo, los resultados obtenidos con ANSYS y OpenFOAM fueron comparados contra los resultados numéricos de (Acar y Zabunoğlu, 2013), obtenidos acoplado ANSYS con un código nuclear. Cabe destacar que en el trabajo de (Acar y Zabunoğlu, 2013) no se especifican los parámetros fundamentales del modelo computacional, como ser las mallas utilizadas y esquemas numéricos.

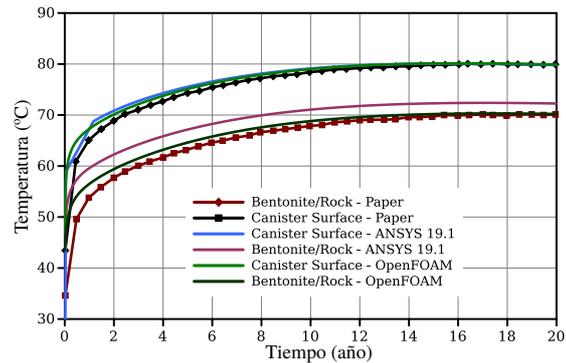
3.1. EVOLUCIÓN TEMPORAL DE LA TEMPERATURA

En la Figura 4 presenta las temperaturas en la superficie del recipiente (canister) y en la interfaz bentonita/roca, durante el período analizado para distintos tipos de reservorios y tasas de quemado.

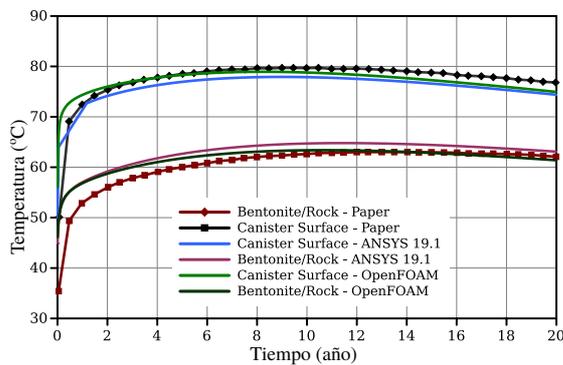
Comparando los resultados obtenidos con ANSYS y OpenFOAM[®] puede concluirse que hay una muy buena concordancia entre ambos software. La temperatura en la superficie del Canister ajusta muy bien los resultados de (Acar y Zabunoğlu, 2013), con diferencias menores a 2°C para todos los casos, excepto para el caso SUOX 50 GWd/tHM, para el cual las simulaciones predicen temperaturas de aproximadamente 5°C menos. En cuanto a la interfaz bentonita/roca,



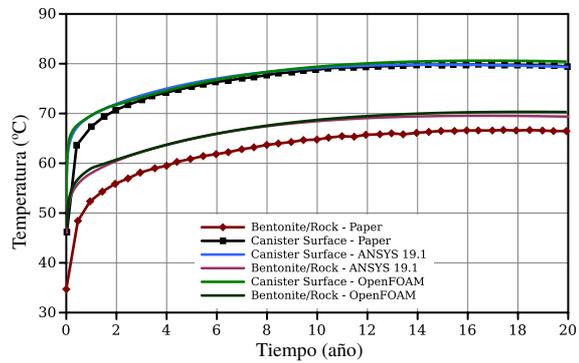
(a) SUOX 33 GWd/tHM.



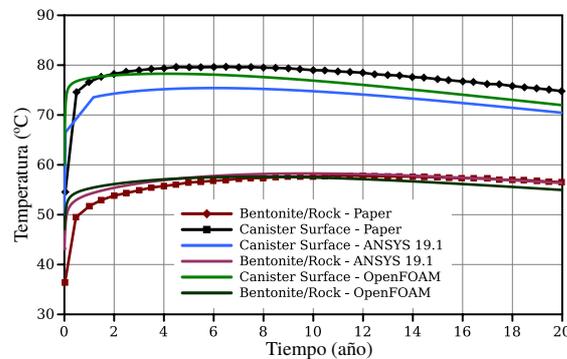
(b) SMOX 33 GWd/tHM.



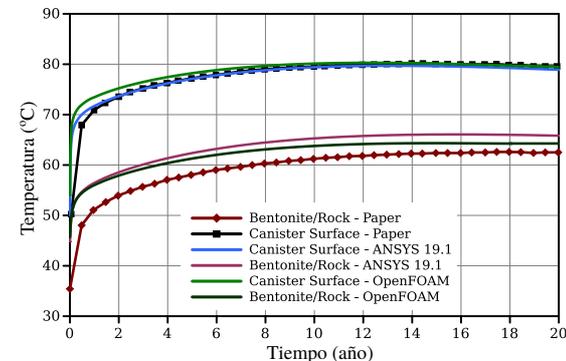
(c) SUOX 40 GWd/tHM.



(d) SMOX 40 GWd/tHM.



(e) SUOX 50 GWd/tHM.



(f) SMOX 50 GWd/tHM.

Figura 4: Temperatura en función del tiempo. Superficie del canister e interfaz bentonita/roca

los resultados de ANSYS en general sobrepredicen la temperatura, mientras que para los casos SMOX 40 GWd/tHM y SMOX 50 GWd/tHM el error es observado para ambos códigos. Como es de esperar, la temperatura del recipiente aumenta rápidamente en los primeros años después de la deposición, con una tasa de cambio de temperatura cada vez menor (Ikonen y Raiko, 2012). Las diferencias numéricas entre ambos modelos se puede explicar fácilmente por el grado de refinamiento de malla realizado para cada caso.

Para los combustibles SUOX 33 y SOUX 40, los resultados obtenidos son casi idénticos y se ajustan correctamente con los reportados por (Acar y Zabunoğlu, 2013). Las mayores discrepancias obtenidas se observan en el combustible SUOX 50 para la superficie del canister y SMOX 40 y 50 para la interface bentonita/roca.

Al comparar los resultados con los de la referencia, es posible observar algunas diferencias, principalmente se presentan mayores discrepancias al inicio de la simulación, donde se observan los máximos gradientes de temperatura. A pesar de las desviaciones numéricas de los resultados, el comportamiento físico sigue siendo el mismo y permite concluir que se ha alcanzado una correcta simulación del problema.

3.2. DISTRIBUCIÓN DE TEMPERATURA LUEGO DE 20 AÑOS

Con el objetivo de comparar cuantitativamente la distribución de temperaturas entre ambos códigos para un determinado tiempo (luego de 20 años), se propuso realizar gráficas a lo largo de tres ejes seccionando el dominio computacional, como se muestra en la Figura 5. Sobre los ejes X e Y se reportó la temperatura desde la superficie del canister (abscisa 0 en las gráficas) hasta el límite del dominio computacional y a una altura que coincide con el punto medio del elemento combustible. Por ello, para la coordenada X todas las curvas se extienden hasta los 10 m desde el canister. Por otro lado, para el eje Y , el dominio en esa dirección se extiende hasta una distancia igual a la mitad de la distancia entre dos residuos sucesivos ($D_h/2$). Para el eje vertical Z se reportó la temperatura desde la superficie superior del canister hasta la superficie inferior del tunel (backfill).

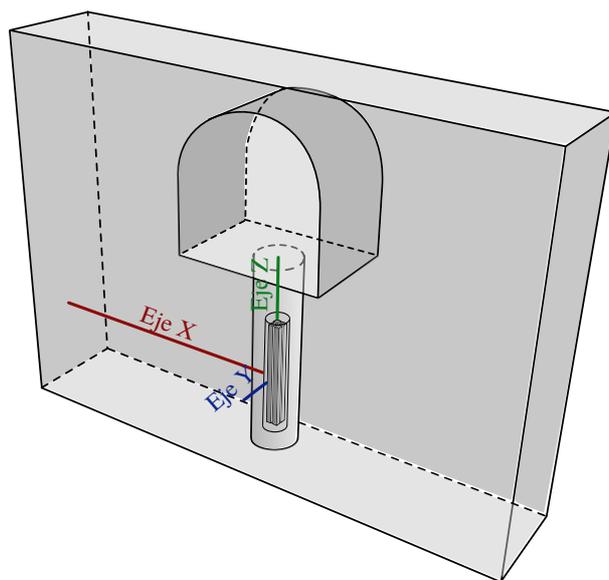
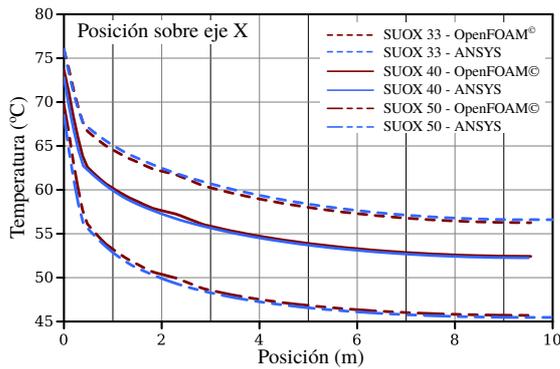


Figura 5: Ejes de medición de la temperatura

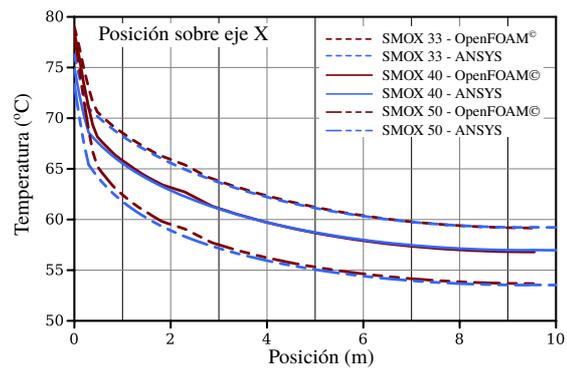
En la Figura 6 se muestran las distribuciones de temperatura para cada eje para los combustibles SUOX y SMOX. Del análisis de las gráficas, se observa un muy buen acuerdo para todas las posiciones y potencias. Las mayores diferencias se observan sobre el eje Y . Esto se puede explicar debido a la proximidad de la superficie límite del dominio computacional, con lo cual al tener un menor refinamiento de malla puede dar como resultado una mayor difusividad numérica en la malla más gruesa. Aun así las diferencia que se observan son mínimas.

3.3. DISTRIBUCIÓN DE TEMPERATURA ALREDEDOR DEL COMBUSTIBLE

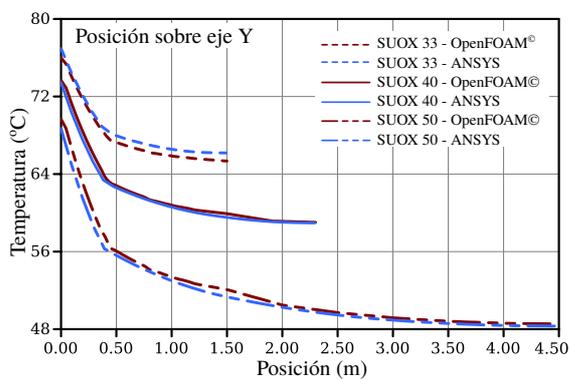
Finalmente, la Figura 7-a muestra en detalle una parte de la región simulada para el caso SOUX 33 GWd/tHM. Luego, en las Figuras 7-b,c se muestra el campo de temperatura para las



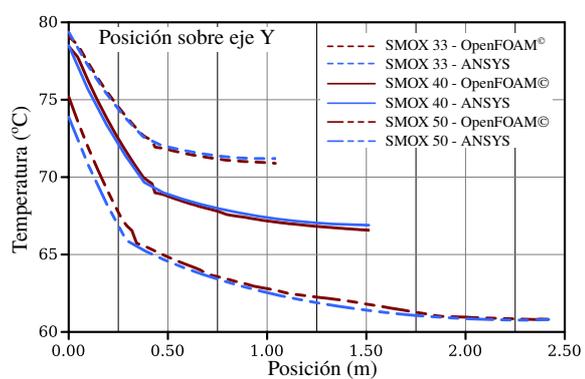
(a) Combustibles SUOX.



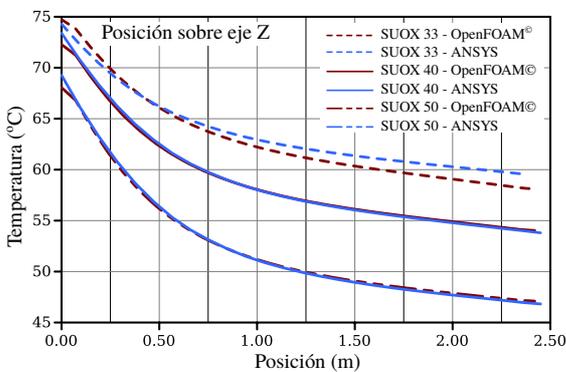
(b) Combustibles SMOX.



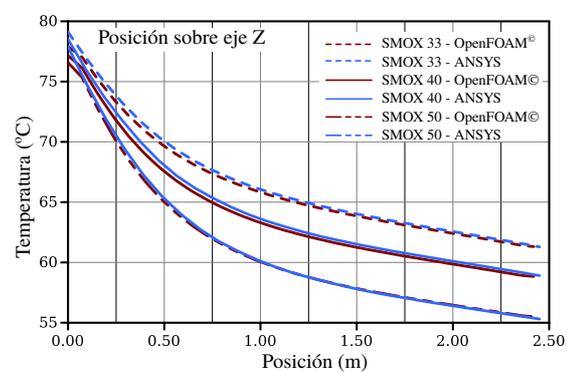
(c) Combustibles SUOX.



(d) Combustibles SMOX.



(e) Combustibles SUOX.



(f) Combustibles SMOX.

Figura 6: Distribución de temperatura sobre los tres ejes para los combustibles SUOX y SMOX

simulaciones realizadas en ANSYS 19.1 y en OpenFOAM[®], respectivamente. Como se observa, el campo obtenido con ANSYS es levemente más difusivo, debido al menor refinamiento de la malla. Esto se evidencia en la región de la bentonita y en las regiones donde los gradientes de temperatura son máximos. Por último, en la Figura 7-d se muestra el campo de temperatura obtenido si se reconstruye la solución para 4 elementos combustibles.

CONCLUSIONES

En el presente trabajo se simuló mediante mecánica computacional el repositorio geológico tipo KBS-3 y se verificaron térmicamente seis tipos de combustibles nucleares. Las simula-

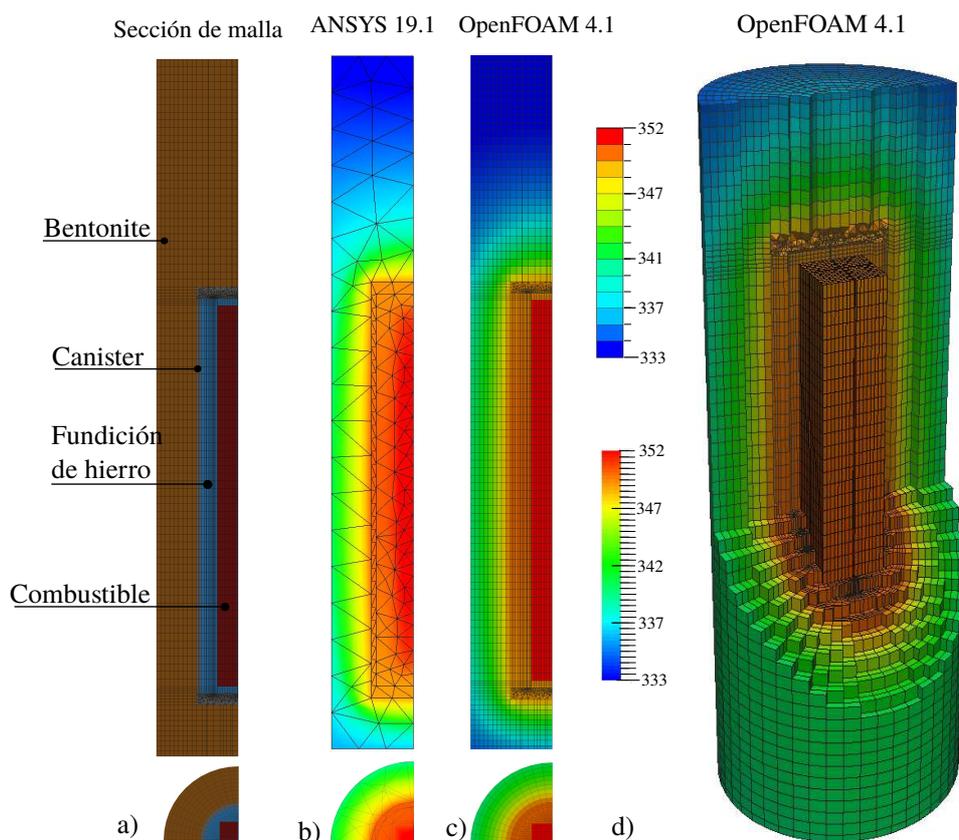


Figura 7: Distribución de la temperatura alrededor del combustible. - SUOX 33 GWd/tHM: a) Regiones de la malla, b) Simulación ANSYS 19.1, c) Simulación OpenFOAM[®], d) Reconstrucción del caso.

ciones realizadas con ANSYS y OpenFOAM, permitieron analizar el transitorio de temperatura sobre dos regiones de interés, el canister y la interfaz bentonita/roca, comparando los resultados con reportados por [Acar y Zabunoğlu \(2013\)](#).

Se obtuvo un buen acuerdo entre ambos códigos y entre estos y los resultados disponibles en literatura. No obstante, se observó que existe la necesidad de hacer un mayor refinamiento en la malla realizada con el código ANSYS. Respecto al paso de tiempo utilizado, simulaciones preliminares mostraron que la solución es altamente dependiente del paso de tiempo en el periodo temporal que va desde el inicio hasta el día 1, ya que en este periodo los gradientes de temperatura son máximos. Por ello, se decidió utilizar diferentes pasos de tiempo, como se indica en la Tabla 3. La utilización de un paso de tiempo adecuado fue necesario para reducir el error por integración numérica. Las diferencias entre los resultados obtenidos y los disponibles en literatura, podrían deberse al uso de distintas mallas y parámetros numéricos.

En base a los resultados, se propone realizar un estudio de convergencia en malla para definir el refinamiento adecuado. Luego, los modelos computacionales podrán ser empleados para estudiar los combustibles nucleares utilizados en los reactores Angra I y II en Brasil.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen a las agencias de financiamiento de investigación brasileñas: CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), CNPq (Conselho Nacional de Desenvolvimento Cien-

tífico e Tecnológico), CAPES (Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior, FAPEMIG (Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de Minas Gerais), y de la Argentina: ANPCyT (PICT 2016-290), Universidad Nacional del Litoral (CAI+D PIC 50420150100067LI) y CONICET (Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas).

REFERENCIAS

- Acar B.B. y Zabunoğlu H.O. Comparison of the once-through and closed nuclear fuel cycles with regard to waste disposal area required in a geological repository. *Annals of Nuclear Energy*, 60:172–180, 2013.
- Agency I.A.E. Status and trends in spent fuel and radioactive waste management. En *Nuclear Energy Series No. NW-T-1.14*, IAEA, Vienna. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2018.
- Ageskog L. y Jansson P. Heat propagation in and around the deep repository. thermal calculations applied to three hypothetical sites: Aberg, beberg and ceberg. Informe Técnico, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., 1999.
- ANSYS. Ansys modeling and meshing guide. Informe Técnico, Ansys Inc., 2009.
- Choi H.J. y Choi J. Double-layered buffer to enhance the thermal performance in a high-level radioactive waste disposal system. *Nuclear Engineering and Design*, 238(10):2815–2820, 2008.
- Duderstadt J.J. y Hamilton L.J. Nuclear reactor analysis,. *Ann Arbor, Michigan: Wiley-Interscience*, Vol 650, 1976.
- IAEA. High burnup fuel: Implications and operational experience. Informe Técnico, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY., 2016.
- Ikonen K. *Thermal analyses of spent nuclear fuel repository*, volumen 4. Posiva, 2003.
- Ikonen K. y Raiko H. *Thermal dimensioning of Olkiluoto repository for spent fuel*. Posiva Oy, 2012.
- Jasak H., Jemcov A., Tukovic Z., et al. Openfoam: A c++ library for complex physics simulations. En *International workshop on coupled methods in numerical dynamics*, volumen 1000, páginas 1–20. IUC Dubrovnik Croatia, 2007.
- Lee J.O., Birch K., y Choi H.J. Coupled thermal-hydro analysis of unsaturated buffer and backfill in a high-level waste repository. *Annals of Nuclear Energy*, 72:63–75, 2014.
- Ltd N. Technical note: Outline design for a reference repository concept for uk high-level waste/spent fuel, technical note 2005 number: 502644. Informe Técnico, Nirex Ltd., 2005.
- Min K.B., Rutqvist J., Tsang C.F., y Jing L. Thermally induced mechanical and permeability changes around a nuclear waste repository—a far-field study based on equivalent properties determined by a discrete approach. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 42(5-6):765–780, 2005.
- Put M. y Henrion P. Modelling of radionuclide migration and heat transport from an high-level-radioactive-waste-repository (hlw) in boom clay. Informe Técnico, Commission of the European Communities, 1992.
- SKB S.N.F. y Waste Management Co. S. Treatment and final disposal of nuclear waste. SKB, 1998.
- España