

Artículo Científico

Simulación termo-mecánica de la vasija principal de un reactor nuclear de IV generación a través de FEM

Thermo-Mechanical Simulation of the Main Vessel of a Gen IV Nuclear Reactor with FEM

José Ricardo Rivas-Cárdenas ^{†1}, Axel Fernando Domínguez-Alvarado ^{1*}, Mirna Teresita Armendáriz-Hernández ¹

¹Universidad Autónoma de Chihuahua, Facultad de Ingeniería. Circuito Número I s/n, Nuevo Campus Universitario, Nte. 2, 31125 Chihuahua, Chih.

*Correspondencia: Correo electrónico: axdominguez@uach.mx.

Recibido: 23 de enero de 2025; Aceptado: 31 de enero de 2025

Publicado por la Facultad de Ingeniería de la UACH, a través de la Secretaría de Investigación y Posgrado.

Resumen

En este estudio se programan las ecuaciones diferenciales que modelan el comportamiento termo-mecánico de estructuras y se resuelven con el método de elementos finitos (FEM) usando el programa COMSOL Multiphysics. La resolución de las ecuaciones se aplica al estudio de la vasija de reactor del *China Initiative Accelerator Driven System* (CiADS) de acero inoxidable 316L, para evaluar los esfuerzos mecánicos y la distribución de temperatura en condiciones normales y estacionarias. El proceso incluye la programación del modelo matemático, creación de la geometría, asignación de valores del material, aplicación de condiciones de frontera y de carga, generación de la malla, ejecución de la simulación y análisis de resultados.

Palabras clave: termo-mecánica, FEM, modelo, programación, estructuras.

Abstract

In this study, the differential equations modeling the thermo-mechanical behavior of structures are programmed and solved using the finite element method (FEM) with the COMSOL Multiphysics software. The solution is applied to the thermo-mechanical analysis of the *China Initiative Accelerator Driven System* (CiADS) reactor vessel made of 316L stainless steel, to evaluate mechanical stresses and temperature distribution under normal and steady-state conditions. The process includes programming the mathematical model, creating the geometry, assigning material properties, applying boundary and load conditions, generating the mesh, running the simulation, and analyzing the results.

Keywords: thermo-mechanics, FEM, model, programming, structures.

1. Introducción

La simulación de estructuras utilizando herramientas de elementos finitos como COMSOL Multiphysics permite analizar y predecir el comportamiento termomecánico. Esto es particularmente útil para estudiar el comportamiento de la vasija principal de un reactor nuclear bajo diferentes condiciones operativas y accidentes potenciales.

Construir un modelo matemático que integre la mecánica de sólidos y la transferencia de calor implica desarrollar una representación matemática que describa tanto los esfuerzos mecánicos que afectan a los materiales como la expansión térmica a la que se ven sometidos.

En este trabajo, se aplicará la resolución de las ecuaciones diferenciales que modelan el comportamiento termo-mecánico de sólidos con el método FEM, a la simulación de un reactor del CiADS. Este reactor utiliza un recipiente hecho de acero inoxidable 316L. El objetivo es determinar los esfuerzos mecánicos y la distribución de temperatura en el reactor, considerando las condiciones de operación normales y estacionarios.

Este trabajo inicia con la programación de las ecuaciones diferenciales necesarias, una vez validadas se sigue con la creación de la geometría, la asignación de los valores específicos del material, la aplicación de condiciones de frontera y de carga, la generación de la malla y la ejecución de la simulación. Finalmente, se analizan los resultados obtenidos para validar la programación de las ecuaciones.

2. Antecedentes

El uso del método de elementos finitos para analizar estructuras ha cobrado importancia luego del aumento en la capacidad de las herramientas tecnológicas. Numerosas investigaciones han optado por la simulación como complemento para el diseño óptimo de estructuras [1].

Hoy en día, el uso de energías limpias se ha vuelto tema de interés global, uno de los proyectos más importantes en el ámbito es el CiADS, que tiene como objetivo desarrollar un reactor subcrítico enfriado por eutéctico plomo-bismuto (LBE), con el fin de demostrar la viabilidad de la transmutación de actínidos menores y otros desechos nucleares.

El diseño inicial del reactor incluye un núcleo subcrítico que utiliza combustible de dióxido de uranio (UO_2) [2]. El proyecto es parte de un plan a largo plazo en China para desarrollar infraestructura tecnológica y científica avanzada en el campo de la energía nuclear [2].

Como uno de los seis conceptos de reactor seleccionados por el Foro Internacional de Generación IV (GIF) para los sistemas de energía nuclear de nueva generación [3], el reactor rápido de enfriado por plomo (LFR, por sus siglas en inglés) ha recibido atención mundial durante mucho tiempo debido a sus excelentes propiedades neutrónicas, comportamientos termo-hidráulicos y características de seguridad. Por estas razones, se eligió un reactor rápido enfriado por eutéctico plomo-bismuto (LBE) de tipo piscina para el CiADS como reactor subcrítico.

El análisis termo-mecánico de los componentes del reactor, como la vasija principal, es fundamental para garantizar su seguridad y eficiencia operativa. En particular, el análisis por elementos finitos (FEA) es crucial para evaluar el comportamiento bajo diferentes condiciones de operación.

3. Metodología

El trabajo se desarrolla en dos etapas, la etapa inicial es la programación de las ecuaciones constitutivas para materiales homogéneos en el módulo "PDE Coefficients Form" de COMSOL Multiphysics y su validación con el módulo de "Solid Mechanics" del mismo software. La segunda etapa consiste en replicar la simulación de la vasija del reactor con los datos de geometría, materiales y condiciones de frontera proporcionados en [4]. A continuación, se describen ambas etapas.

Etapa 1: Se programaron en el módulo de "PDE Coefficients Form" de COMSOL Multiphysics, las ecuaciones que gobiernan la mecánica de sólidos, específicamente empleando el tensor de deformación infinitesimal (ε_{ij}) definido como

$$\varepsilon_{ij} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \right), \quad \text{Ec. (1)}$$

donde: u es el campo de desplazamientos. Se emplea también la ecuación de comportamiento que relaciona las componentes de esfuerzo (σ_{ij}) con las componentes de deformación (ε_{ij}) para materiales isotrópicos en notación indicial:

$$\sigma_{ij} = \frac{E}{1+\nu} \left\{ \varepsilon_{ij} + \frac{\nu}{1-2\nu} \varepsilon_{kk} \delta_{ij} \right\} - \frac{E\alpha\Delta T}{1-2\nu} \delta_{ij}, \quad \text{Ec. (2)}$$

donde E y ν son el módulo de elasticidad y el coeficiente de Poisson (respectivamente) del material; α es la conductividad térmica, ΔT es el cambio de temperatura y, δ_{ij} son las componentes del *delta de Kronecker*.

Posteriormente se utilizó la ecuación de transferencia de calor en sólidos que involucra la densidad (ρ), la capacidad calorífica (C_p), la conductividad térmica (k) y la fuente de calor (f):

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} = k \frac{\partial^2 T}{\partial x_i^2} + f, \quad \text{Ec. (3)}$$

con el objetivo de modelar la temperatura sobre la entrada/salida del refrigerante en la superficie interna de la Vasija Principal.

Por último, el esfuerzo de von Mises (σ_{eq}), se calculó según la siguiente ecuación:

$$\sigma_{eq} = \sqrt{\frac{3}{2} \left((\sigma_{xx}^d)^2 + (\sigma_{yy}^d)^2 + (\sigma_{zz}^d)^2 + 2(\sigma_{xy}^d)^2 + 2(\sigma_{xz}^d)^2 + 2(\sigma_{yz}^d)^2 \right)}, \quad \text{Ec. (4)}$$

donde participan las componentes de la matriz desviadora de esfuerzos (σ_{ij}^d) que se define cómo:

$$\sigma_{ij}^d = \sigma_{ij} - \frac{\sigma_{kk}}{3} \delta_{ij}, \quad \text{Ec. (5)}$$

Etapa 2. Para llevar a cabo la simulación de la vasija del reactor, se siguieron los siguientes pasos metodológicos, que abarcan la selección de materiales, la definición de sus propiedades, el diseño de la malla para el análisis por elementos finitos y la configuración de las condiciones de carga y frontera.

Condiciones de frontera

El modelado estructural del reactor considera diversas condiciones de carga y frontera que simulan el entorno operativo real propuestas en [2]. Las condiciones definidas son las siguientes:

- **Peso total del reactor:** Se considera una aceleración gravitacional modificada de 300 m/s^2 , aplicando una fuerza en el eje z sobre la tapa superior del reactor. Esta condición simula los altos esfuerzos mecánicos que la estructura debe soportar durante su operación (ver Fig. 1).
- **Fijación de la Tapa Superior:** La tapa superior del reactor está sujeta mediante el bloqueo de los desplazamientos en los tres ejes (x , y , z). Esta fijación asegura que la tapa permanezca estática.
- **Temperaturas de Operación:** Se establecen temperaturas específicas para el refrigerante en los puntos de entrada y salida del sistema. La temperatura del Inlet (entrada) se fija en 450 K , mientras que la del Outlet (salida) se establece en 420 K .

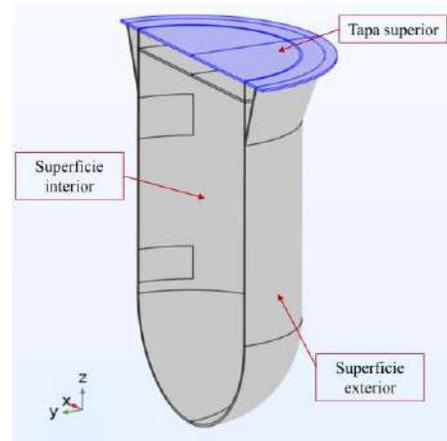


FIG. 1 GEOMETRÍA CONSIDERADA (SIMETRÍA EN PLANO XZ).

Análisis por Elementos Finitos

Con la definición de los materiales, propiedades y condiciones de carga y frontera, se procede a la creación del modelo por elementos finitos utilizando para la simulación el software especializado COMSOL. El procedimiento consiste en:

1. **Geometría del Modelo:** Se modela la vasija principal del reactor en tres dimensiones, incorporando todos los detalles geométricos relevantes que afectan el comportamiento estructural y térmico.
2. **Definición de Materiales:** Se asignan las propiedades del Acero Inoxidable 316L a los componentes estructurales del modelo.
3. **Generación de la Malla:** Se crea una malla con un tamaño máximo de elemento de 0.2 metros, determinada previamente mediante el estudio de convergencia.
4. **Aplicación de Condiciones de Carga y Frontera:** Se implementan las condiciones de carga (fuerza aplicada y temperatura) y las condiciones de frontera (fijación de la tapa superior) en el modelo para simular el entorno operativo del reactor.
5. **Resolución de Ecuaciones:** El modelo matemático programado en el software resuelve las ecuaciones diferenciales que describen el comportamiento estructural y térmico de la vasija bajo las condiciones definidas.
6. **Validación de Resultados:** Los resultados obtenidos se analizan para verificar la precisión del modelo, comparándolos con datos teóricos y encontrados en la literatura.

4. Resultados y discusión

El material propuesto en [4] para la construcción de la vasija principal del reactor es el acero inoxidable 316L, conocido por su alta resistencia a la corrosión y excelente desempeño en ambientes agresivos. A continuación, se detallan sus propiedades fundamentales utilizadas en el modelado:

- Densidad: 7980 kg/m³
- Módulo de Young: 200 GPa
- Coeficiente de Poisson: 0.3
- Límite Elástico: ≥ 177 MPa
- Conductividad Térmica: 18.4 W/(m·K)
- Expansión Térmica: 17.5×10^{-6} /K
- Calor Específico: 500 J/(kg·K)

La precisión del análisis por elementos finitos depende significativamente del tamaño de la malla utilizada (ver Fig. 2). Para equilibrar la precisión y la eficiencia computacional, se realizó un estudio de convergencia que determinó un tamaño máximo de malla de 0.2 metros para el modelo tridimensional del reactor. Este tamaño de malla garantiza una representación detallada de la geometría y las condiciones operativas sin incurrir en un exceso de demanda computacional. Se consideraron elementos cuadráticos (segundo orden) para la interpolación.

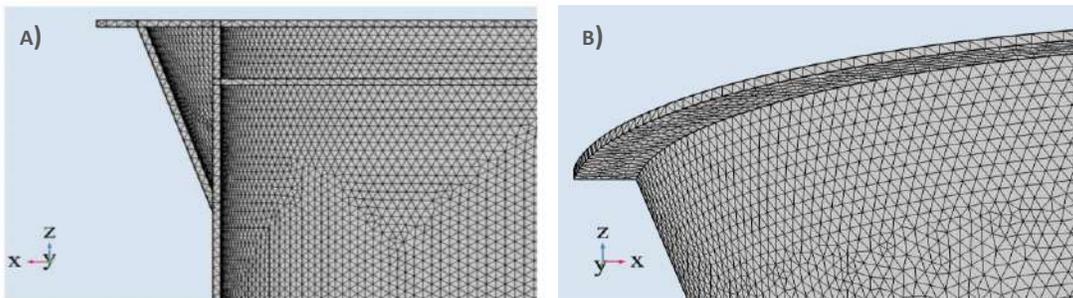


FIG. 2 MALLADO PROPUESTO PARA LA SIMULACIÓN. A) VISTA INTERNA, B) VISTA EXTERNA

El análisis termo-mecánico se realizó aplicando las condiciones de carga y de frontera indicadas en la sección anterior. Este análisis se llevó a cabo en el módulo “PDE Coefficients Form” [5] con las ecuaciones programadas, así como en los módulos preprogramados “Solid Mechanics” y “Heat Transfer” de COMSOL con el objetivo de validar la propuesta. Las simulaciones muestran que los valores de esfuerzo máximo de von Mises (558.204 MPa y 559.875 MPa en la Fig. 3) concuerdan con los valores obtenidos en los módulos preprogramados, validando así la precisión del modelo. Este proceso de validación asegura que el modelo matemático es confiable para predecir comportamientos críticos en la estructura del reactor.

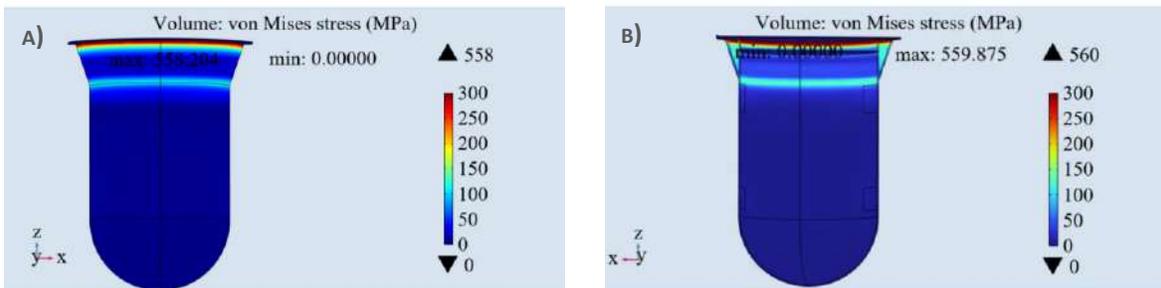


FIG. 3 ESFUERZOS DE VON MISES EN VASIA DEL REACTOR. A) MÓDULOS COMERCIALES DE COMSOL, B) MODELO MATEMÁTICO PROGRAMADO EN COMSOL.

En términos de la distribución de temperatura, el modelo predice un gradiente térmico significativo, con una temperatura máxima de 450 K y una mínima de 420 K (Fig. 4), que es consistente con los valores obtenidos en el módulo preprogramado de COMSOL. Este análisis térmico fue clave para

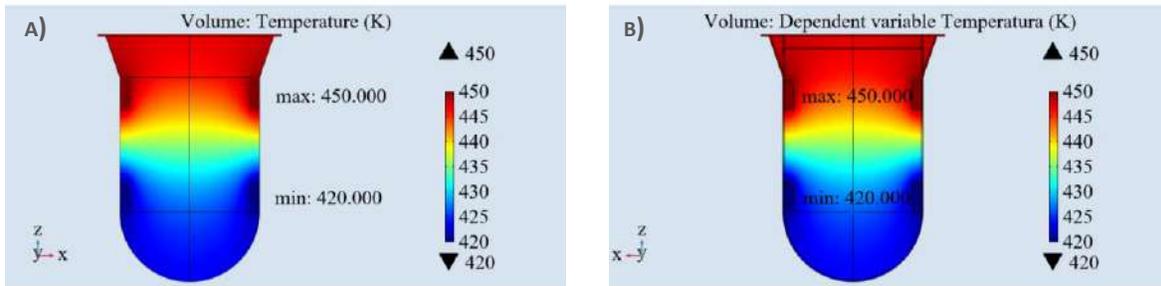


FIG. 4 TEMPERATURAS MÁXIMAS Y MÍNIMAS EN LA VASIJAS DEL REACTOR. A) MÓDULOS PREPROGRAMADOS DE COMSOL (VISTA EXTERIOR), B) MODELO PROGRAMADO EN MÓDULO PDE DE COMSOL (VISTA INTERIOR).

entender el fenómeno de expansión térmica en la vasija, lo que representa una mejora respecto a modelos anteriores que no consideraban en detalle el efecto del gradiente térmico en los esfuerzos generados. El gradiente térmico provoca esfuerzos que, en ciertas zonas, sobrepasan el límite elástico del acero, llevando a la plastificación de algunas áreas de la estructura. Sin embargo, se debe considerar que la geometría del modelo es simplificada respecto a la estructura original, lo que puede explicar algunas diferencias observadas en los resultados, como la localización exacta de las regiones que pueden plastificar.

5. Conclusiones

El análisis realizado en la vasija principal del reactor nuclear CiADS, fabricado en acero inoxidable 316L, ha permitido evaluar de manera exhaustiva los esfuerzos de von Mises y la distribución térmica en condiciones de operación crítica. A través de la programación de un modelo matemático validado con datos obtenidos en COMSOL, se han obtenido resultados precisos que demuestran su confiabilidad.

Una vez validado el modelo, se hacen propuestas en el diseño estructural del reactor que podrían mejorar su seguridad y eficiencia. Esto incluye la modificación de geometrías, la selección de diferentes materiales o la reconfiguración de las condiciones operativas, todo ello sin necesidad de construir prototipos físicos. La capacidad de realizar múltiples iteraciones de simulación de manera rápida y económica es una de las principales ventajas de utilizar modelos matemáticos avanzados y método de elementos finitos en el desarrollo de tecnologías nucleares de nueva generación.

El modelo matemático no solo considera las propiedades mecánicas del acero 316L, sino también las complejas interacciones térmicas y de esfuerzo dentro del reactor. El modelo desarrollado es capaz de predecir, con gran exactitud, cómo los esfuerzos y temperaturas varían dentro de la vasija.

En resumen, la creación y validación de este modelo matemático proporciona una herramienta efectiva para evaluar y mejorar el diseño de reactores nucleares, ofreciendo una solución viable para reducir los riesgos estructurales, mejorar la seguridad y optimizar el rendimiento operativo del reactor nuclear.

Contribuciones de los autores

J.R.R.C, Investigación, análisis formal, validación, redacción- redacción del borrador original; A.F.D.A y M.T.A.H, Conceptualización, metodología, redacción – revisión y edición.

Agradecimientos

Se extiende un agradecimiento al Dr. Alberto Díaz Díaz por su mentoría en el desarrollo de este proyecto, así como su apoyo con el software COMSOL Multiphysics (Versión 6.2 No. de licencia: 2100084) a través de CIMAV S.C., Chihuahua.

El presente trabajo está dedicado a la memoria de José Ricardo Rivas Cárdenas [†] joven talento quién, con la autoría de este artículo elaborado durante el VIC'24, muestra que las contribuciones a la ciencia nacen de la motivación, dedicación y disciplina.

Conflicto de interés

Los autores señalan que no existe conflicto de interés.

5. Referencias

- [1] Z.-N. Huang *et al.*, "Analysis of the stress field in the reactor vessel of the China Initiative Accelerator Driven System during postulated ULOF and UTOP transients", *Ann. Nucl. Energy*, vol. 194, p. 110067, diciembre 2023. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110067>
- [2] G. Wang, L. Gu y D. Yun, "Preliminary multi-physics performance analysis and design evaluation of UO₂ fuel for LBE-cooled subcritical reactor of China initiative accelerator-driven system", *Frontiers Energy Res.*, vol. 9, octubre 2021. <https://doi.org/10.3389/fenrg.2021.732801>
- [3] J. E. Kelly, "Generation IV International Forum: A decade of progress through international cooperation", *Prog. Nucl. Energy*, vol. 77, pp. 240–246, noviembre 2014. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.02.010>
- [4] D.-S. Wang *et al.*, "Finite element analysis of the main reactor vessel in the China Initiative Accelerator Driven System", *Eng. Failure Anal.*, vol. 146, p. 107121, abril 2023. <https://doi.org/10.1016/j.engfailanal.2023.107121>
- [5] Accedido el 30 de enero de 2025. [En línea]. Disponible: https://doc.comsol.com/6.0/docserver/#!/com.comsol.help.comsol/html_COMSOL_MultiphysicsInstallationGuide.html

2025 FINGUACH Ingeniería y Ciencia.

Esta obra está bajo la Licencia Creative Commons Atribución No Comercial 4.0 Internacional.



<https://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/>