



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

Programa de Maestría y Doctorado en Ingeniería en Energía
Procesos y Uso Eficiente de la Energía

Análisis Multifísico en un Subcanal de un Reactor Nuclear Rápido Enfriado con Sodio

TESIS
QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

Presenta
I.E. Luis Angel Larios Ramírez

TUTORES:
Dr. Gilberto Espinosa Paredes (Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa)
Dr. Juan Luis François Lacouture (Facultad de Ingeniería-UNAM)

Ciudad Universitaria, Cd.Mx, Junio, 2021



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

JURADO ASIGNADO

| | |
|-------------|---------------------------------------|
| Presidente: | Dr. Juan Luis François Lacouture |
| Secretario: | Dra. Cecilia Martín del Campo Márquez |
| 1er. Vocal: | Dr. Gilberto Espinosa Paredes |
| 2do. Vocal: | Dr. Marco Antonio Polo Labarrios |
| 3er. Vocal: | Dr. Luis Carlos Juárez Martínez |

Facultad de Ingeniería, Ciudad Universitaria, Cd. Mx.

TUTORES DE TESIS

Dr. Gilberto Espinosa Paredes

Dr. Juan Luis François Lacouture

AGRADECIMIENTOS

Al programa de Maestría y Doctorado en Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México, perteneciente al padrón nacional de posgrados de calidad del CONACyT.

Al Dr. Gilberto Espinosa Paredes, por el apoyo, dedicación y orientación durante el desarrollo de este proyecto.

Al Dr. Juan Luis Francois Lacouture por su orientación y tiempo para el desarrollo de este proyecto.

A mis compañeros el Dr. Luis Carlos y la M.C. Alejandría del laboratorio de simulación de procesos energéticos de la Universidad Autónoma Metropolitana Unidad Iztapalapa, por el tiempo y orientación en el desarrollo de algunos temas de este proyecto.

AGRADECIMIENTOS PERSONALES

A mi esposa Mitzy y a mi hija Julieta, por acompañarme y apoyarme en el transcurso de esta etapa de mi vida.

Los objetivos del presente trabajo fueron: realizar un análisis de subcanal del reactor nuclear rápido europeo enfriado con sodio (ESFR, por sus siglas en inglés), determinar las principales características geométricas del reactor, calcular los parámetros neutrónicos y acoplarlos a los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento. Así, en este trabajo se realiza una descripción de los principales componentes del reactor: núcleo del reactor, ensambles combustibles, barras de combustible y fluido refrigerante.

Posteriormente, se exponen las propiedades de los materiales presentes como: el combustible nuclear de óxidos mixtos (MOX, por sus siglas en inglés), gap o huelgo (el huelgo contiene He), clad o revestimiento y el fluido refrigerante (sodio). Para cada uno de ellos se presentan las principales propiedades termofísicas, tales como: densidad, capacidad calorífica, conductividad térmica y viscosidad dinámica. Enseguida, se plantea el modelo de transferencia de calor en la barra de combustible, considerando conducción de calor en el combustible y en el revestimiento, convección natural en el gap y convección forzada del en el refrigerante. El sodio se modeló a partir de las ecuaciones de cantidad de movimiento y transferencia de calor considerando efectos convectivos y conductivos, en régimen transitorio y en tres dimensiones espaciales, continuando con la implementación dentro del software *Comsol Multiphysics*. Después, se presenta el desarrollo del modelo puntual de cinética neutrónica con seis grupos de precursores de neutrones retardados que considera efectos de reactividad por efecto Doppler y los efectos de expansión del combustible, encamisado y vació del refrigerante. Estos parámetros fueron obtenidos por medio del código *Serpent*.

Más adelante, se implementan los procesos neutrónicos y se acoplan con los modelos de transferencia de calor y de cantidad de movimiento en un subcanal centrado en el refrigerante. Este subcanal está constituido por cuatro fracciones de barra de combustible, dos de 1/3 y dos de 1/6 dando el total de una barra completa. Finalmente se realizó el análisis de subcanal que acopla la cinética neutrónica a los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento, obteniendo los siguientes resultados:

Se realizaron experimentos numéricos en estado estacionario, el primer caso con una diferencia en la potencia de las barras de 1/6 al 80 %, 1/3 al 100 % y el segundo al 100 % de potencia , obteniendo los siguientes resultados: en el primer caso, la temperatura promedio del combustible para 1/3 de barra es de 1250.88 K y para 1/6 de barra es de 1017.62 K , el valor promedio del coeficiente de transferencia de calor por convección es de 28 $W/m^2 * K$, la temperatura de salida del refrigerante es de 820.65 K y el promedio de velocidad es 5.81 m/s . En el segundo caso la temperatura prome-

dio del combustible es de 1363.08 K que se encuentra 137 K por debajo del valor nominal de 1500 K , el valor máximo obtenido para el coeficiente de transferencia de calor por convección natural es de $29.86\text{ W/m}^2 * K$, siendo ligeramente mayor que el primer caso debido al incremento en la potencia, la temperatura promedio a la salida del refrigerante es de 835.76 K que se encuentra 17 grados K por encima del valor nominal de 818.15 K . Además, se hizo una comparativa entre un modelo que considera convección natural con otro que no lo considera, obteniendo las diferencias en los perfiles de temperatura para cada sección en la barra de combustible, como las principales diferencias en la densidad neutrónica en ambos modelos.

Se ejecutaron experimentos numéricos para analizar el comportamiento de transitorios en eventos de pérdida de refrigerante (ULOF), cuando se pierde el 90% de flujo másico a la entrada del reactor en forma de rampa en un lapso de $37s$. Los resultados arrojan que pasando los $40s$ la temperatura del refrigerante llega a los 1150 K , es decir llega a su punto de ebullición, principalmente a la salida del reactor que es donde se alcanza la temperatura máxima. Este efecto debe mitigarse ya que podría llevar a una excursión de energía debido a la alta reactividad positiva que tiene el efecto de vacío del refrigerante, lo que sería posible por medio de la inserción negativa de reactividad o aumentando el flujo másico a la entrada del reactor a través del uso de bombas secundarias.

Por último, se realizó un análisis transitorio de excursión de potencia (UTOP), donde se insertó reactividad positiva lineal de 18 pcm en un lapso de 15 segundos, obteniendo que: el sistema alcanza su estabilidad a partir de los 600 segundos, el pico máximo de potencia es del 130% y se alcanza en 36 segundos, el aumento en la temperatura del combustible es de 16.66 K y para el refrigerante es de 3.15 K .

The objectives of this work were are: to perform a subchannel analysis of the European sodium-cooled fast nuclear reactor (ESFR), determine the main geometric characteristics of the reactor, calculate the neutronic parameters and couple them to heat transfer processes. and amount of movement. Thus, in this work a description of the main components of the reactor is made: reactor core, fuel assemblies, fuel rods and coolant.

Subsequently, the properties of the materials present are exposed as: the mixed oxide nuclear fuel, gap (the gap contains He), clad or coating and the cooling fluid (sodium). For each of them the main thermophysical properties are presented, such as: density, heat capacity, thermal conductivity and dynamic viscosity. Next, the model of heat transfer in the fuel rod is presented, considering heat conduction in the fuel and in the coating, natural convection in the gap and forced convection in the refrigerant. Sodium was modeled from the momentum and heat transfer equations considering convective and conductive effects, in transient regime and in three spatial dimensions, continuing with the implementation within the Comsol Multiphysics software. Then, the development of the point model of neutron kinetics is presented with six groups of delayed neutron precursors that considers reactivity effects due to the Doppler effect and the effects of expansion of the fuel, jacket and vacuum of the refrigerant. These parameters were obtained through the code Serpent.

Later, the neutronic processes are implemented and coupled with the heat transfer and momentum models in a subchannel centered on the refrigerant. This subchannel is made up of four fuel rod fractions, two of 1/3 and two of 1/6 giving the total of a full bar. Finally, the subchannel analysis was performed that couples the neutron kinetics to the heat transfer and momentum processes, obtaining the following results:

Numerical experiments were performed in steady state, the first case with a difference in the power of the bars from 1/6 to 80%, 1/3 to 100% and the second to 100% of power, obtaining the following results: in the first case, the average fuel temperature for 1/3 of a bar is 1250.88 K and for 1/6 of a bar it is 1017.62 K, the average value of the convection heat transfer coefficient is $28 \text{ W/m}^2 \cdot \text{K}$, the refrigerant outlet temperature is 820.65 K, and the average velocity is 5.81 m/s. In the second case, the average temperature of the fuel is 1363.08 K which is 137 K below the nominal value of 1500 K, the maximum value obtained for the coefficient of heat transfer by natural convection is $29.86 \text{ W/m}^2 \cdot \text{K}$, being slightly higher than the first case due to the increase in power, the average temperature at the refrigerant outlet is 835.76 K which is 17 degrees K above the value nominal of 818.15 K. In addition, a comparison was made between a model that considers natural convection

with another that does not consider it, obtaining the differences in the temperature profiles for each section in the fuel rod, as the main differences in neutron density in both models.

Numerical experiments were carried out to analyze the behavior of transients in loss of coolant events (ULOF), when 90 % of mass flow is lost at the inlet of the reactor as a ramp in a period of 37 s. The results show that after 40 s the temperature of the coolant reaches 1150 K, that is, it reaches its boiling point, mainly at the outlet of the reactor, which is where the maximum temperature is reached. This effect must be mitigated since it could lead to an energy excursion due to the high positive reactivity that the cooling vacuum effect has, which would be possible through the negative insertion of reactivity or increasing the mass flow at the reactor inlet to through the use of secondary pumps.

Finally, a transient power excursion analysis (UTOP) was carried out, where linear positive reactivity of 18 pcm was inserted in a period of 15 seconds, obtaining that: the system reaches its stability after 600 seconds, the maximum power peak is 130% and is reached in 36 seconds, the increase in fuel temperature is 16.66 K and for the coolant it is 3.15 K.

| | |
|---|-----------|
| Agradecimientos | 3 |
| Agradecimientos personales | 4 |
| Resumen | 5 |
| Abstract | 7 |
| Nomenclatura | 1 |
| Introducción | 4 |
| 1. Antecedentes | 7 |
| 1.1. Situación energética actual | 7 |
| 1.2. Reactores Nucleares de Generación IV | 10 |
| 2. Reactor rápido enfriado con sodio (SFR) | 13 |
| 2.1. Descripción del reactor ESFR | 14 |
| 2.2. Propiedades físicas del combustible, gap, encamisado y refrigerante | 17 |
| 3. Análisis de subcanal | 19 |
| 4. Transferencia simultanea de calor y cantidad de movimiento en un subcanal | 22 |
| 4.1. Modelado de la barra de combustible | 24 |
| 4.2. Modelado del huelgo | 26 |
| 4.3. Modelado del encamisado | 28 |
| 4.4. Modelado del refrigerante | 29 |
| 5. Procesos neutrónicos en un subcanal | 31 |
| 5.1. Modelo puntual de cinética neutrónica | 31 |
| 5.2. Parámetros de la cinética neutrónica | 37 |
| 6. Acoplamiento e implementación en Comsol Multiphysics | 40 |

| | |
|--|-----------|
| 7. Experimentos numéricos | 45 |
| 7.1. Estado estacionario | 46 |
| 7.1.1. Modelo con diferente potencia | 46 |
| 7.1.2. Comparativa entre modelos convectivos | 50 |
| 7.1.3. Modelo al 100 % de potencia | 52 |
| 7.1.4. Comparativa entre el modelo desarrollado y modelo en diferencias finitas | 53 |
| 7.2. Evento de pérdida de refrigerante (Unprotected Loss-of-Flow, ULOF) | 56 |
| 7.3. Análisis transitorio de excursión de potencia (Unprotected Transient of Over Power, UTOP) | 59 |
| Conclusiones | 61 |
| Recomendaciones o Perspectivas | 63 |
| Bibliografía | 66 |

ÍNDICE DE FIGURAS

| | |
|--|----|
| 1.1. Capacidad y Generación eléctrica en el 2019 | 8 |
| 1.2. Generación eléctrica en distintas regiones del mundo | 8 |
| 1.3. Generaciones de Reactores Nucleares | 11 |
| 2.1. Esquema general del reactor rápido enfriado con sodio | 13 |
| 2.2. Núcleo del reactor rápido enfriado con sodio (ESFR) | 14 |
| 2.3. Características radiales y axiales del núcleo | 15 |
| 2.4. Corte radial de la barra de combustible del reactor ESFR. | 16 |
| 3.1. Tipos de subcanal | 19 |
| 3.2. Tipos de subcanal para combustible 3x3 | 20 |
| 3.3. Tipos de subcanal del código Matra-LMR | 20 |
| 4.1. Subcanal del reactor rápido enfriado con sodio (ESFR). | 23 |
| 4.2. Distribución de potencia axial $P_0(z)$ | 24 |
| 4.3. Representación del dominio del combustible. | 25 |
| 4.4. Representación del dominio del gap. | 27 |
| 4.5. Representación del dominio del encamisado. | 28 |
| 6.1. Geometría construida dentro de Comsol Multiphysics. | 40 |
| 6.2. Módulos para resolver ecuaciones diferenciales en Comsol Multiphysics. | 41 |
| 6.3. Condición a la frontera de flujo de calor en el módulo de transferencia de calor. | 41 |
| 6.4. Mallado en el subcanal. | 42 |
| 6.5. Construcción de modelo en Comsol Multiphysics. | 43 |
| 6.6. Módulo EDO's global. | 43 |
| 6.7. Ecuaciones de cinética neutrónica en el módulo EDO's global. | 44 |
| 6.8. Selección de condiciones iniciales en el estudio temporal. | 44 |
| 7.1. Campo de Temperatura del Combustible. | 46 |
| 7.2. Campos obtenidos en el gap. | 47 |
| 7.3. Campo de velocidad del gap. | 47 |
| 7.4. Campo de temperatura del clad. | 48 |
| 7.5. Campo de temperatura del refrigerante. | 48 |
| 7.6. Campo de velocidad del refrigerante. | 49 |
| 7.7. Perfiles axiales de temperatura en estado estacionario. | 49 |

| | |
|---|----|
| 7.8. Efecto de convección libre en el gap. | 50 |
| 7.9. Campo de temperatura. | 50 |
| 7.10. Perfil axial de temperatura. | 51 |
| 7.11. Perfil axial de temperatura. | 51 |
| 7.12. Campo de temperatura del combustible. | 52 |
| 7.13. Campos obtenidos en el gap. | 52 |
| 7.14. Campos de Temperatura en el revestimiento y refrigerante. | 53 |
| 7.15. Temperatura axial promedio del combustible. | 53 |
| 7.16. Temperatura axial promedio del gap. | 54 |
| 7.17. Temperatura axial promedio. | 54 |
| 7.18. Velocidad durante el ULOF. | 56 |
| 7.19. Densidad neutrónica. | 57 |
| 7.20. Reactividades. | 57 |
| 7.21. Reactividad total | 58 |
| 7.22. Temperatura promedio. | 58 |
| 7.23. Temperatura promedio. | 59 |
| 7.24. Cambio en la reactividad en el análisis UTOP. | 59 |
| 7.25. Cambio en la reactividad total en el análisis UTOP. | 60 |
| 7.26. Cambios en la temperatura debido al UTOP. | 60 |

ÍNDICE DE TABLAS

| | |
|---|----|
| 1.1. Tipos de Reactores Nucleares en Operación | 9 |
| 1.2. Objetivos de los reactores de Generación IV | 12 |
| 2.1. Características principales del núcleo del (ESFR) (Blanchet et al., 2011). | 14 |
| 2.2. Características principales del núcleo del reactor (ESFR) (Blanchet et al., 2011). . . | 15 |
| 2.3. Características de las barras de combustible (Blanchet et al., 2011). | 16 |
| 2.4. Constantes para el cálculo de la capacidad calorífica (Carbajo et al., 2001). | 17 |
| 5.1. Coeficientes de reactividad obtenidos con Serpent. | 37 |
| 5.2. Parámetros cinéticos obtenidos con Serpent. | 39 |

Símbolos Griegos

| | |
|---------------|--|
| α | Coefficiente de expansión térmica [K^{-1}] |
| β | Fracción total de neutrones retardados |
| Λ | Tiempo de generación media del neutrón [s] |
| λ_i | Constante de desintegración de los neutrones retardados [s^{-1}] |
| μ | Viscosidad dinámica [$Pa * s$] |
| μ_0 | Coseno del ángulo de dispersión por colisión |
| ν_g | Número promedio de neutrones liberados por fisión en el grupo g de energía |
| ρ | Densidad [$\frac{kg}{m^3}$] |
| ρ_0 | Reactividad en estado estacionario [Pcm] |
| ρ_t | Reactividad total [Pcm] |
| Σ_a | Sección eficaz macroscópica de absorción [$\frac{1}{cm}$] |
| Σ_{tr} | Sección eficaz macroscópica de transporte [$\frac{1}{cm}$] |
| Σ_t | Sección eficaz macroscópica de total [$\frac{1}{cm}$] |
| τ | Constante en función de la desviación estándar para el cálculo del C_p del MOX |
| θ | Constante para el cálculo del C_p [K] |

Operadores Numéricos

| | |
|-------------------------|----------------------|
| $\langle \cdot \rangle$ | Promedio |
| ∇ | Operador diferencial |

| | |
|--------------|------------------------|
| ∇^2 | Operador diferencial |
| \mathbf{n} | Vector normal unitario |

Romano

| | |
|--------------|--|
| \mathbf{n} | Vector normal unitario |
| A | Constante en función de la desviación estándar para el cálculo del C_p del MOX |
| a | Pitch (distancia entre barras de combustible) |
| B | Buckling geométrico |
| C | Constante en función de la desviación estándar para el cálculo del C_p del MOX |
| C_1 | Constante para el cálculo del C_p [$\frac{kJ}{kg * K}$] |
| C_2 | Constante para el cálculo del C_p [$\frac{J}{kg * K^2}$] |
| C_3 | Constante para el cálculo del C_p [$\frac{J}{kg * K}$] |
| C_i | Concentración de precursores del grupo i [$\frac{n}{m^3 * s}$] |
| D | Coefficiente de difusión de neutrones [$\frac{1}{cm}$] |
| E_a | Constante para el cálculo del C_p [K] |
| E_R | Energía recuperable de fisión [$\frac{J}{fisión}$] |
| k | Conductividad térmica [$\frac{W}{m^2 * K}$] |
| k_∞ | Factor infinito de multiplicación de neutrones |
| k_{eff} | Factor efectivo de multiplicación de neutrones |
| L_p | Longitud de la barra de combustible [cm] |
| m | Flujo másico entrante al reactor [$\frac{kg}{m * s}$] |
| n | Densidad neutrónica [1] |
| P | Potencia del reactor [W] |
| PNL | Probabilidad de no escape |
| \dot{q}''' | Término fuente [$\frac{W}{m^3}$] |

| | |
|-------|---|
| q'' | Flux de calor [$\frac{W}{m^2 * K}$] |
| r_a | Radio del anulo [cm] |
| r_c | Radio del revestimiento (clad) [cm] |
| r_f | Radio del combustible (MOX) [cm] |
| T | Temperatura [K] |

Subíndices

| | |
|-----|----------------------|
| 0 | Estado de referencia |
| atm | Atmosférico |
| c | Refrigerante |
| f | Combustible |
| g | Gap |
| H | Helio |
| in | Entrada |

Actualmente, las actividades de investigación y desarrollo de los reactores nucleares incluyen algunos temas prioritarios, dentro de los cuales se encuentra la neutrónica y termohidráulica. La neutrónica estudia el transporte de los neutrones dentro del reactor nuclear y la interacción de estos con el medio circundante, mientras que la termohidráulica estudia los procesos de transporte de calor y cantidad de movimiento dentro del reactor nuclear. Estos fenómenos requieren ser estudiados para asegurar el buen funcionamiento y seguridad de los reactores, así como mejoras de las tecnologías existentes y futuras.

Como consecuencia de la investigación en estas áreas se han desarrollado distintos códigos, que permiten simular la neutrónica del reactor, cada uno con sus propias características y limitaciones. AZKIND (AZtlan KInetics in Neutrón Difusión) (Rodríguez Hernández et al., 2017) es un código neutrónico desarrollado dentro de la plataforma AZTLAN, que es un proyecto liderado por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), que reúne a las principales Universidades públicas del país, la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM), la Universidad Autónoma Metropolitana (UAM) y el Instituto Politécnico Nacional (IPN). Este código fue desarrollado por el Departamento de Ingeniería Nuclear del Instituto Politécnico Nacional, resuelve la ecuación de difusión de neutrones para varios grupos de energía, en estado estacionario y transitorio aproximando las ecuaciones a partir del método nodal RTN-0.

Serpent (Leppänen et al., 2015) es un código desarrollado por el *VTT Technical Research Centre* de Finlandia, que simula el transporte de partículas (neutrones y fotones) en energía continua y tres dimensiones mediante el método de Monte Carlo. Este código actualmente se utiliza en más de 100 universidades y centros de investigación alrededor del mundo, sus aplicaciones van desde estudios de generación de constantes de grupo y ciclo de combustible hasta investigación relacionada con el diseño de reactores nucleares y cálculos multifísicos acoplados.

Estos códigos permiten modelar la neutrónica del reactor sin considerar la termohidráulica. Dentro del análisis termohidráulico en los reactores enfriados con metales líquidos (LMFR, por sus siglas en inglés), se han presentado diversos análisis, el más utilizado es el que se basa en la metodología de canal promedio. En este análisis, la temperatura, la presión y la velocidad en un canal se promedian. Las distribuciones de flujo y de temperatura en el núcleo se obtienen modelando y resolviendo los balances de masa, cantidad de movimiento y energía del canal promedio (Todreas and Kazimi, 1990). De acuerdo con la literatura especializada, las aproximaciones de los modelos para describir los procesos de transferencia de calor en el combustible y refrigerante en el núcleo

del reactor incluyen modelos reducidos, unidimensionales, análisis de dinámica de fluidos computacionales (CFD) y análisis de subcanal.

En el análisis de subcanal se modelan las barras de combustible y el flujo de refrigerante comprendido entre varias varillas de combustible nuclear. Actualmente, se han desarrollado varios códigos de subcanal dentro de los cuales se encuentra SUPERENERGY II, que es un código de análisis de subcanal, utilizado en Estados Unidos y desarrollado por el *Pacific Northwest Laboratory* (Baesehore, 1980), sin embargo, este código no modela los fenómenos físicos dentro de las barras de combustible y tiene limitaciones respecto a las configuraciones del mismo.

El código MATRA-LMR, se desarrolló específicamente para el análisis de LMFR, por el Instituto de Investigación en Energía Atómica de Corea. MATRA es un código de análisis termo hidráulico, basado en el enfoque de subcanales para calcular la entalpía y la distribución de flujo en los elementos del ensamble de varillas de combustible nuclear, para el estado estacionario, así como estados transitorios (Kim et al., 2002) y SUBAC *Subchannel analysis code* desarrollado por la *Nuclear Thermohydraulic Research Laboratory of Xi'an Jiaotong University* (Sun et al., 2018) y desarrollado principalmente para ensamblajes envueltos en alambre de los reactores rápidos enfriados con sodio.

El código SAS4A / SASSYS-1 se desarrolló para el análisis termohidráulico y de seguridad de transitorios de potencia y flujo en reactores nucleares refrigerados por metales líquidos (LMFR, por sus siglas en inglés) desarrollado por el *Argonne National Laboratory* (Fanning and Hu, 2016) y TRAC/RELAP *Advanced Computational Engine (TRACE)*, es el último de una serie de códigos avanzados desarrollado por la *Nuclear Regulatory Commission* de EE. UU. para analizar el comportamiento neutrónico-térmico-hidráulico transitorio y en estado estable en reactores de agua ligera (Pollman, 2011).

Actualmente existen diferentes métodos numéricos, que se utilizan en la investigación y desarrollo de distintos códigos numéricos, tal es el caso del elemento a la frontera (Katsikadelis, 2014), el método de diferencias finitas (Iserles and Smith, 1986), el método de elemento finito (Šolín, 2005) y de volumen finito (Versteeg et al., 1995). Este último es utilizado en la solución de las ecuaciones de flujo de fluidos y actualmente es un campo activo dentro de la investigación que se conoce como Dinámica de Fluidos Computacional (CFD, por sus siglas en inglés).

El principal objetivo de esta investigación es realizar el análisis multifísico de un subcanal centrado en el refrigerante del reactor rápido europeo enfriado con sodio (ESFR, por sus siglas en inglés), a partir del modelado de la transferencia de calor y cantidad de movimiento y el acoplamiento con el modelo puntual de cinética neutrónica. El análisis está dividido en cuatro partes principales: la primera es un análisis de procesos neutrónicos a partir de un modelo de orden reducido de la cinética neutrónica, el segundo y el tercero son un análisis de los procesos de transferencia de calor en el combustible y un análisis de los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento en el fluido refrigerante, en donde se estudia el comportamiento del sodio como refrigerante líquido, y posteriormente se realiza una etapa de acoplamiento entre los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento y los procesos neutrónicos; esta implementación y acoplamiento se realizó dentro del software *Comsol Multiphysics 5.6* (Multiphysics, 1998).

El primer capítulo de esta tesis detalla la situación actual en el mundo en cuanto al uso y generación de energía eléctrica a partir de la energía nuclear, así como los tipos de reactores que se encuentran en operación en el mundo actualmente, culminando con los reactores que entraron en operación y fueron conectados a la red eléctrica. El capítulo dos introduce el diseño del reactor rápido europeo enfriado con sodio (ESFR, por sus siglas en inglés), describiendo las principales características a diferentes escalas, además describe las principales propiedades físicas de los distintos materiales presentes en el núcleo del reactor. El capítulo tres describe el análisis de subcanal y los distintos enfoques presentados en la literatura. El capítulo cuatro presenta el desarrollo de los modelos de transferencia de calor y cantidad de movimiento en cada sección de la barra de combustible presentes en el subcanal. El capítulo cinco presenta el desarrollo del modelo puntual de cinética neutrónica, así como los principales parámetros obtenidos mediante el código *Serpent*. El capítulo seis presenta el acoplamiento e implementación de los procesos neutrónicos, transferencia de calor y cantidad de movimiento dentro del software *Comsol Multiphysics*. El capítulo siete presenta los principales resultados obtenidos en esta investigación donde se obtuvo el estado estacionario que sirve como referente para el evento de pérdida de refrigerante simulado y el análisis transitorio UTOP, en los que se obtuvo, campos y perfiles de temperatura, cambios en la densidad neutrónica, reactividad y temperatura respecto al tiempo.

1.1. Situación energética actual

Actualmente solo existe una central nucleoelectrica en México, se ubica en el Estado de Veracruz, en el municipio de Alto Lucero y cuenta con dos reactores nucleares del tipo Reactor de agua en ebullición (BWR-5). La unidad 1 de la central nuclear, comenzó sus operaciones en el año 1989 y la segunda unidad en 1994. Se espera que su operación continúe hasta el año 2029 para la primera unidad y 2034 para la segunda. En el año 2007, CFE comenzó el proceso de aumento de potencia en la central, aumentando en un 20 % la capacidad neta de la planta (255 MW), esta modificación culminó en el año 2013 (SENER, 2018). Ambos reactores tienen una capacidad bruta de 820 MW, dándole una potencia bruta total de 1640 MW (SENER, 2018). La generación neta anual en 2018 13.2 TWh, lo que equivale al 5.3 % de la generación total de energía eléctrica en el país (International Atomic Energy Agency, 2020).

Mundialmente, la energía eléctrica generada a partir de energía nuclear es un porcentaje significativo respecto a otras fuentes de energía limpias, siendo el 10.2 % el generado durante el año 2019 (International Energy Agency (IEA), 2019).

En la Figura 1.1, se observa que el país con mayor capacidad neta instalada es Estados Unidos, seguido de Francia y Japón respectivamente, estos países son los que tienen una mayor generación neta. Francia es el país que tiene una mayor dependencia en la generación de energía nuclear, ya que el 72 % del total de su generación anual es por medio de esta fuente, seguido de Estados Unidos y Corea del sur. De información obtenida de la International Atomic Energy Agency (2020), se observa que la capacidad neta mundial es de 396,911 MW y la generación neta mundial es de 2586.2 TWh, lo que equivale al 10.3 % de la generación neta total en el mundo, por lo que la generación de energía por medio de esta fuente es una de las más importantes.

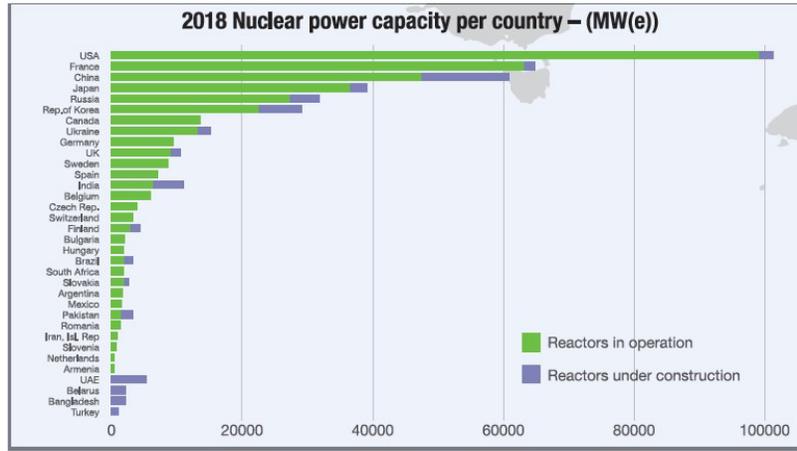


Figura 1.1: Capacidad y Generación eléctrica en el 2019 (International Energy Agency (IEA), 2019).

En la Figura 1.2, se observa el crecimiento que se ha tenido sobre la generación eléctrica en diferentes regiones del mundo, se presenta que el auge de la energía nuclear se dio en los años 70, casi 20 años después de la apertura de la primera planta en el mundo. El primer lugar en generación es para América del Norte, ya que el principal generador es Estados Unidos.

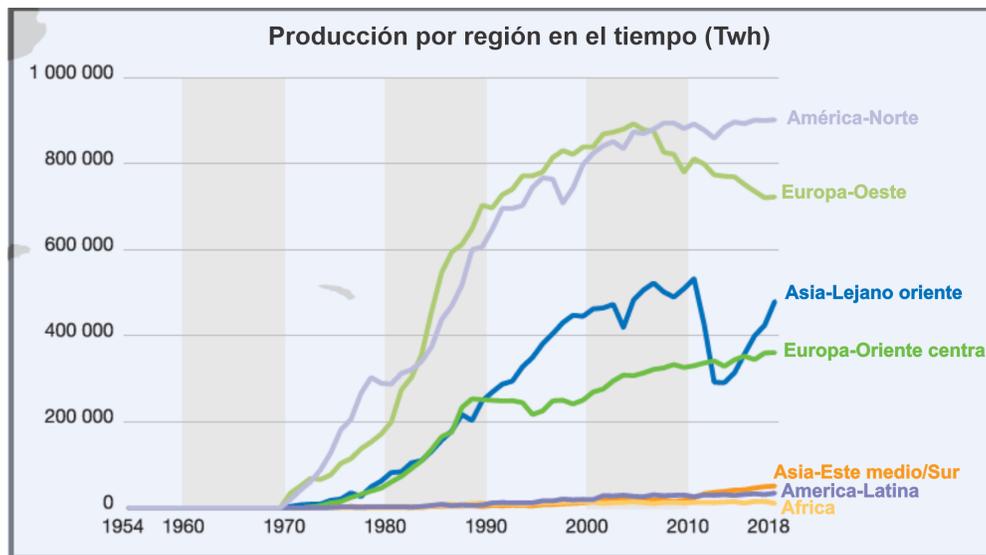


Figura 1.2: Generación eléctrica en distintas regiones del mundo (International Energy Agency (IEA), 2019).

Actualmente, en el mundo se encuentran operando un total de 443 reactores nucleares. En la Tabla 1.1 se presenta el número de reactores por tipo; la tecnología que destaca es el PWR (Pressurized Water Reactor) con 300 reactores en operación, seguido del BWR (Boiling Water Reactor) con 65 reactores en operación. Cabe destacar que los reactores nucleares que operan en México son del tipo BWR, siendo éstos del modelo BWR-5 diseñados por la empresa General Electric (WNA, 2020).

Tabla 1.1: Tipos de Reactores Nucleares en Operación

(International Atomic Energy Agency, 2020).

| Tipo de reactor | Nombre descriptivo | Numero de reactores |
|-----------------|---|---------------------|
| BWR | <i>Boiling Light-Water Cooled and Moderated Reactor</i> | 65 |
| FBR | <i>Fast Breeder Reactor</i> | 3 |
| GCR | <i>Gas Cooled Graphite Moderated Reactor</i> | 14 |
| LWGR | <i>Light-Water Cooled Graphite Moderated Reactor</i> | 13 |
| PHWR | <i>Pressurized Heavy-Water Moderated and Cooled Reactor</i> | 48 |
| PWR | <i>Pressurized Light-Water Moderated and Cooled Reactor</i> | 300 |
| Total | | 443 |

En el año 2020 entraron en operación cinco Reactores nucleares en el mundo, TIANWAN-5 un reactor del tipo PWR modelo CNP-1000 con una capacidad neta de $1000 MW_e$ se conectó a la red eléctrica el 8 de agosto en China, BARAKAH-1 un reactor del tipo PWR, modelo APR-1400 con una capacidad neta de $1345 MW_e$ en los Emiratos Árabes Unidos, LENINGRAD 2-2 y LENINGRAD 2-2 reactores del tipo PWR modelo VVER V-491 con una capacidad neta de $1096 MW_e$ y $1110 MW_e$ en Rusia y FUQING-5 del tipo PWR modelo HPR1000 con $1000 MW_e$ en China (International Atomic Energy Agency, 2020).

Actualmente (2021), se encuentran en construcción 54 reactores nucleares alrededor del mundo, que aportarán alrededor de $57,441 MW_e$. China es el país líder con 11 reactores en construcción, 10 del tipo PWR y 1 HTGR (*High-temperature Gas-cooled Reactor*). En segundo lugar, se encuentra la India con 7 reactores, de los cuales 4 son del tipo PHWR, 2 PWR y 1 FBR, con ello, podemos ver que en el mundo se sigue apostando al uso de la energía nuclear para la generación eléctrica.

1.2. Reactores Nucleares de Generación IV

A partir de los esfuerzos de la colaboración internacional se han desarrollado sistemas de energía nuclear de nueva generación. Estos sistemas pueden ayudar a satisfacer las necesidades energéticas del mundo utilizando el combustible de manera más eficiente, ayudando a resolver uno de los principales problemas que son los residuos radioactivos resultantes. El cierre del ciclo del combustible nuclear es un componente importante para lograr la sostenibilidad, creando una estrategia para reprocesar el combustible nuclear gastado. Actualmente, el material físil puede ser recuperado del combustible gastado para convertirlo en combustible nuevo. El 95 % del combustible gastado en los reactores de agua ligera se puede utilizar en forma de óxido mixto de uranio y plutonio (MOX).

Este combustible MOX también podría ser utilizado en reactores rápidos mediante ciclos de combustibles avanzados con ventajas como la transmutación de actínidos menores y cría de combustible, disminuyendo la generación de residuos radiactivos y aumentando la vida útil de la energía nuclear (GIF (Generation IV International Forum), 2020).

Las seis tecnologías de Generación IV seleccionadas por el GIF son:

- *Gas-cooled fast reactor (GFR)*
- *Lead-cooled fast reactor (LFR)*
- *Molten salt reactor (MSR)*
- *Sodium-cooled fast reactor (SFR)*
- *Supercritical-water-cooled reactor (SCWR)*
- *Very-high-temperature reactor (VHTR)*

Algunos de estos diseños de reactores nucleares podrían demostrarse en la próxima década con un despliegue comercial a partir del año 2030, siendo China uno de los países que ha comenzado con la construcción de un prototipo de reactor de alta temperatura, y tanto Francia como Rusia están desarrollando reactores nucleares enfriados con sodio. Rusia también está en la espera de la construcción de un prototipo enfriado con plomo.

El accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi ha enfatizado la importancia de diseño de sistemas nucleares con los más altos niveles de seguridad. Las lecciones aprendidas del accidente beneficiarán a la flota operativa actual, así como a los futuros sistemas nucleares, incluida la Generación IV. El accidente demostró, en particular, la necesidad de una remoción confiable del calor residual durante largos períodos, así como la necesidad de excluir emisiones significativas fuera del sitio en caso de un accidente severo. Para los sistemas de la Generación IV, se deben de analizar los siguientes puntos:

- El uso de refrigerantes sin agua en la mayoría de los diseños de la Generación IV.
- Temperaturas operativas más altas.
- Mayor densidad de potencia del reactor.

- En algunos casos la ubicación cercana de la planta generadora de potencia con la integración del ciclo de combustible o las instalaciones químicas.

En la Figura 1.3 se presenta la evolución tecnológica de los reactores nucleares y los tipos de generación, contemplando los reactores nucleares rápidos dentro de la generación IV. Se tiene planeado que estos, entren en operación para su uso comercial entre el 2030-2040. El desarrollo de los reactores de Cuarta Generación (GENIV) tiene ocho objetivos principales (Tabla 1.2) distribuidos en cuatro áreas principales: sustentabilidad, economía, seguridad y fiabilidad, además de la resistencia a la proliferación y la protección física (GIF, 2016). Estos objetivos están destinados a dar respuesta a las necesidades económicas, ambientales y sociales del Siglo XXI.

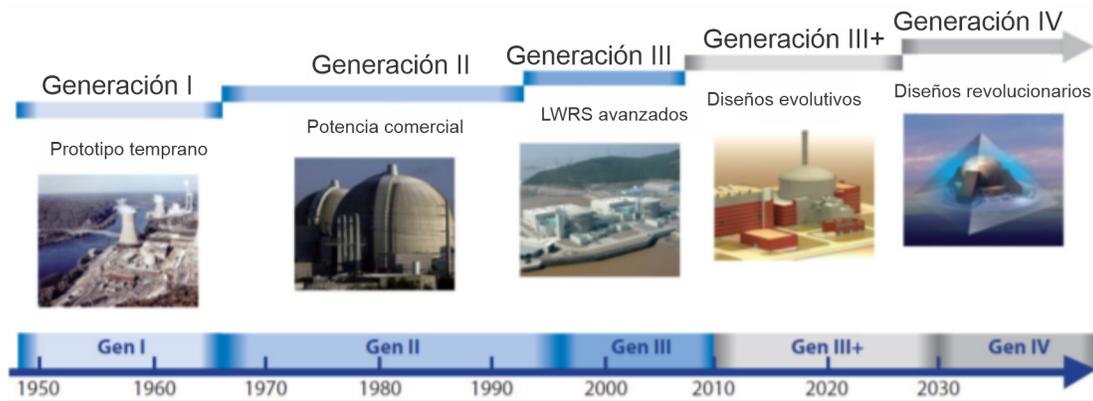


Figura 1.3: Generaciones de Reactores Nucleares (GIF (Generation IV International Forum), 2020).

Los retos planeados están destinados a estimular dichos esfuerzos considerando todos los aspectos tecnológicos relacionados con el diseño y la implementación de los reactores, los sistemas de conversión de energía y las instalaciones del ciclo de combustible (GIF (Generation IV International Forum), 2020).

Tabla 1.2: Objetivos de los reactores de Generación IV
(GIF (Generation IV International Forum), 2014).

| Área | Objetivo específico |
|---|---|
| Sostenibilidad | Los sistemas de energía nuclear de IV generación proporcionarán una generación de energía sostenible que cumpla con los objetivos de aire limpio, proporcione disponibilidad a largo plazo de los sistemas y una utilización eficaz del combustible para la producción de energía en todo el mundo. |
| Economía | Tener una ventaja de costos del ciclo de vida sobre otras fuentes de energía y lograr un nivel de riesgo financiero comparable a otros proyectos de energía |
| Seguridad y confiabilidad | Las operaciones de los reactores sobresaldrán en condiciones de seguridad y confiabilidad, se busca tener baja probabilidad de daño al núcleo del reactor y eliminar la necesidad de una respuesta de emergencia fuera del sitio. |
| Resistencia a la proliferación y la protección física | Aumentar la seguridad, evitar la desviación o el robo de material utilizable para armas y proporcionar una mayor protección física contra los actos de terrorismo. |

CAPÍTULO 2

REACTOR RÁPIDO ENFRIADO CON SODIO (SFR)

El diseño de reactor rápido enfriado con sodio (*Sodium-Cooled Fast Reactor*) parte del proyecto de dos reactores, el reactor reproductor rápido y el reactor rápido integral.

Los reactores rápidos enfriados con sodio usan sodio líquido como refrigerante, permitiendo una alta densidad de potencia con una fracción baja de refrigerante, además permite al sistema trabajar a presión atmosférica, lo que reduce el riesgo de fugas, mientras que el ambiente libre de oxígeno previene la corrosión. Este tipo de reactor es alimentado por un combustible de óxidos mixtos de uranio y plutonio (MOX). El ciclo cerrado combustible de este tipo de reactores permite la generación del combustible fisible y facilidades en el manejo de desechos de alto nivel, en particular el plutonio y actínicos menores. Al utilizar un espectro rápido de neutrones extiende en gran medida las fuentes de combustible, comparado con los reactores térmicos, ya que utiliza una mezcla de óxidos que permite tener uranio-235, uranio-238, plutonio-239 y plutonio-241, lo que disminuye la necesidad de enriquecimiento de uranio y favorece la utilización del plutonio. En la Figura 2.1 se presenta el esquema general de un reactor de sodio acoplado a la planta de potencia. En esta tesis se toma como referencia el reactor rápido europeo enfriado con sodio (ESFR, por sus siglas en inglés), este proyecto inicio en septiembre del 2017.

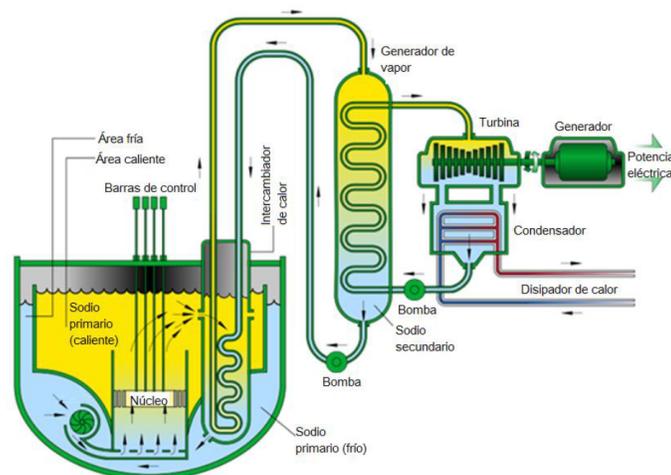


Figura 2.1: Esquema general del reactor rápido enfriado con sodio (GIF (Generation IV International Forum), 2020).

2.1. Descripción del reactor ESFR

El núcleo del reactor (Figura 2.2) consta de 453 ensamblajes de combustible, 270 de reflectores radiales y 27 ensamblajes de control. Se divide en dos zonas: interna (225 ensamblajes) y externa (228 ensamblajes) para una potencia nominal de 3600 MW_{th} .

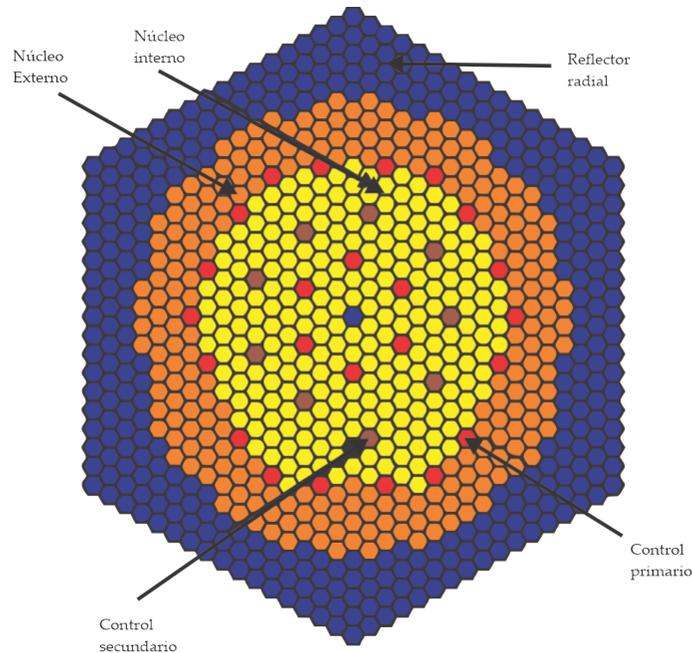


Figura 2.2: Núcleo del reactor rápido enfriado con sodio (ESFR) (Blanchet et al., 2011).

El revestimiento del combustible y los separadores de envoltura están hechos de acero tipo EM10. Las pastillas de combustible están elaboradas de gránulos de O_2 (U, Pu) y el revestimiento (clad) de acero reforzado (ODS). Las características del núcleo se resumen en la Tabla 2.1.

Tabla 2.1: Características principales del núcleo del (ESFR) (Blanchet et al., 2011).

| | Unidad | Valor |
|--------------------------|--------|---------|
| Largo total del ensamble | cm | 311.16 |
| Pleno bajo de gas | cm | 89.91 |
| Reflector axial inferior | cm | 30.17 |
| Zona activa del núcleo | cm | 100.56 |
| Pleno alto de gas | cm | 10.05 |
| Reflector axial superior | cm | 80.45 |
| Pitch del subensamble | cm | 21.2205 |

En la Figura 2.3 se presenta una descripción axial de un ensamble de combustible con las características presentadas en la Tabla 2.1, así como de un pin de combustible. Los pines de combustible están conformados por: reflector axial superior, pleno de gas superior, zona activa, reflector axial inferior y pleno de gas inferior.

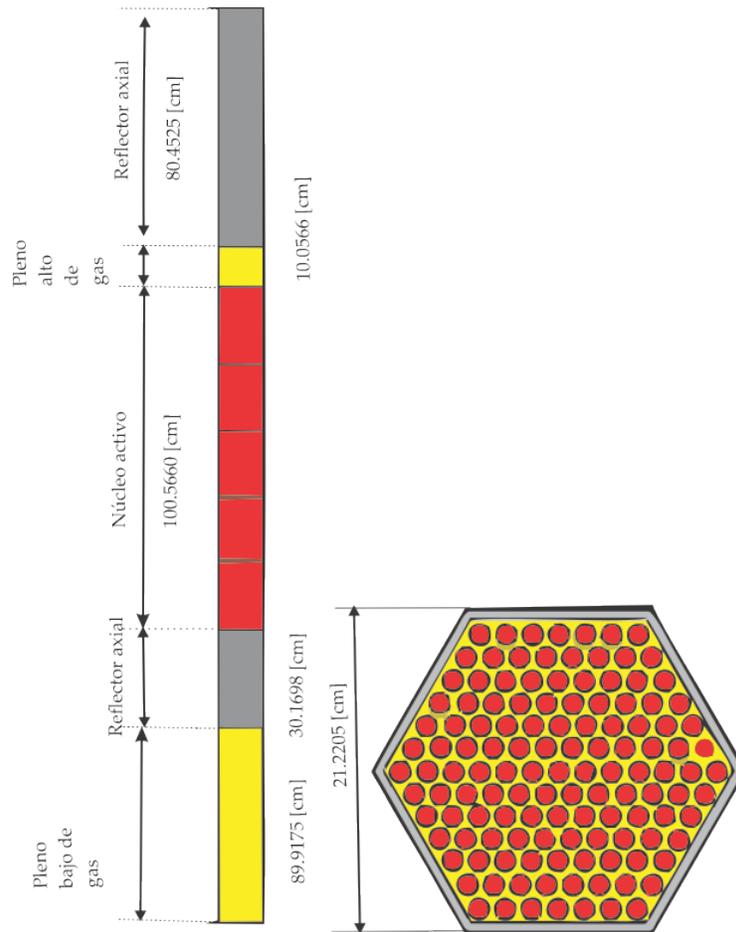


Figura 2.3: Características radiales y axiales del núcleo (Blanchet et al., 2011).

Como se puede observar en la Figura 2.3, el núcleo está conformado por distintas zonas para las cuales se consideran distintas densidades atómicas (Blanchet et al., 2011). La densidad atómica varía tanto radialmente como axialmente, ya que existen zonas internas y externas en el núcleo del reactor y estas zonas mantienen un enriquecimiento axial distinto. La zona activa, o núcleo, activo está conformada por 5 pellets de tamaño uniforme con distinta densidad atómica cada uno. En la Figura 2.3 se puede ver que la longitud del ensamble incluyendo la mitad del canal de refrigerante, es de 21.2205 *cm* y las características principales del ensamble combustible se presentan en la Tabla 2.2. La potencia por barra es de 29.325 *kW*.

Tabla 2.2: Características principales del núcleo del reactor (ESFR) (Blanchet et al., 2011).

| Parámetro | Valor | Unidad |
|---|-------------------|-----------|
| Potencia térmica | 3600 | MW_{th} |
| Tipo de ensamble | Hexagonal cerrado | |
| Refrigerante | Sodio | |
| Temperatura de entrada del refrigerante | 668.15 | K |
| Flujo másico de refrigerante | 0.15477 | kg/s |
| Temperatura máxima de combustible | 1500 | K |

El núcleo del SFR está conformado por ensambles del tipo hexagonal (Figura 2.3), cada ensamble cuenta con 127 barras de combustible (Blanchet et al., 2011). Cada barra de combustible está cubierta por el gap, clad y rodeado por refrigerante. Estas secciones tienen sus propias características que se presentan en la Tabla 2.3.

Tabla 2.3: Características de las barras de combustible (Blanchet et al., 2011).

| Parámetros geométricos | Valor | Unidad | Símbolo |
|------------------------|---------|-----------|---------|
| Radio de ánulo | 0.1257 | <i>cm</i> | r_a |
| Radio del combustible | 0.4742 | <i>cm</i> | r_f |
| Radio del huelgo | 0.4893 | <i>cm</i> | r_g |
| Radio del encamisado | 0.5419 | <i>cm</i> | r_c |
| Espacio entre barras | 0.15477 | <i>cm</i> | a |
| Longitud de pin activo | 150 | <i>cm</i> | L_p |

Estas características de la barra de combustible se ilustran mejor en la Figura 2.4, en donde se observan cada uno de los radios y las partes que conforman la barra. El centro de la barra está conformado por un anulo de helio r_a , seguido por la pastilla de combustible de radio r_f , rodeada por una envoltura de gas helio (He) con radio r_g y finaliza con el recubrimiento o clad r_c .

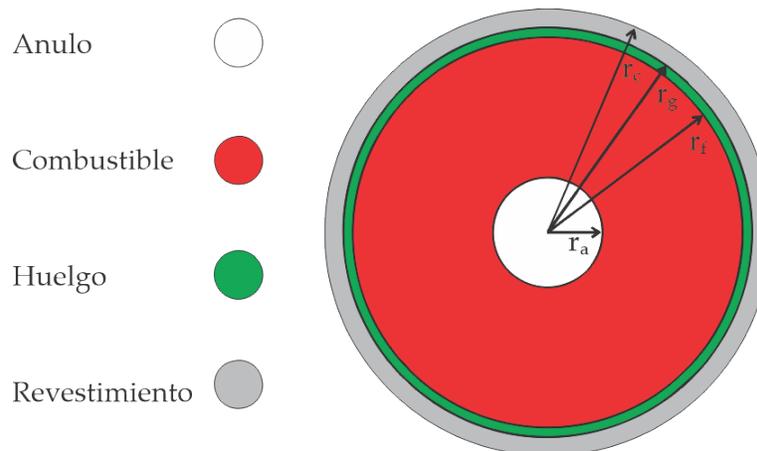


Figura 2.4: Corte radial de la barra de combustible del reactor ESFR.

2.2. Propiedades físicas del combustible, gap, encamisado y refrigerante

Dentro del modelado, las propiedades físicas tienen un papel fundamental, ya que muchas de ellas dependen de la temperatura, es decir que varía su valor respecto a ésta, por lo cual es importante tener los valores de las propiedades en función de la temperatura para tener un modelo cercano a la realidad.

En esta sección se describen las principales propiedades de la barra de combustible, teniendo tres componentes principales y el fluido refrigerante que la rodea. El primer componente es el combustible MOX, la segunda sección es el gap, la tercera el revestimiento (ODS) y la cuarta corresponde al refrigerante (sodio). A continuación, se presentan las propiedades termodinámicas para la barra de combustible (MOX) en base al trabajo de Carbajo et al. (2001).

La densidad del combustible en función de la temperatura se puede calcular por medio de la ecuación 2.1, y es válida dentro de un rango de temperaturas de 273-2200 K.

$$\rho(T) = 11080 \left[1 + 2,04e^{-5}(T - 273) \right] + 8,7e^{-9}(T - 273)^{-1} \quad (2.1)$$

La ecuación del calor específico está dado por:

$$C_{pMOX} = (1 - y) C_{pUO_2} + y C_{pPuO_2} \quad (2.2)$$

Es necesario conocer la capacidad calorífica del UO_2 y PuO_2 , al igual que la fracción molar del óxido de plutonio. El cálculo de ambas capacidades caloríficas está dada por:

$$C_p(T) = \frac{C_1 \theta^2 e^{\frac{\theta}{T}}}{T^2 \left(e^{\frac{\theta}{T}} - 1 \right)} + 2C_2 T + \frac{C_3 e^{\frac{E_a}{T}}}{T^2} \quad (2.3)$$

Se puede apreciar en la ecuación 2.3. las constantes C_1 , C_2 , C_3 , θ y E_a , éstas se presentan en la Tabla 2.4 y se utilizarán para el cálculo de la capacidad calorífica para ambos óxidos.

Tabla 2.4: Constantes para el cálculo de la capacidad calorífica (Carbajo et al., 2001).

| Constante | UO_2 | PuO_2 | Unidades |
|-----------|----------|-----------|-----------|
| C_1 | 302.27 | 322.49 | kJ/kgK |
| C_2 | 8.463e-3 | 1.4679e-2 | J/kgK^2 |
| C_3 | 8.7421e7 | 0 | J/kg |
| θ | 548.68 | 587.41 | K |
| E_a | 18541.7 | 0 | K |

Por último, para la conductividad térmica se tiene la siguiente correlación:

$$k_{MOX} = \left[\frac{1}{A + C\tau} + \frac{6400e^{-\frac{16,35}{\tau}}}{\tau^{\frac{5}{2}}} \right] \quad (2.4)$$

Donde A , C y τ son variables que se encuentran en función de una desviación estándar de la estequiometría del material. En este caso el valor de la desviación es $x = 0.03$ (Carbajo et al., 2001).

$$A = 2,85x + 0,035 \quad (2.5)$$

$$C = -0,715x + 0,286 \quad (2.6)$$

$$\tau = \frac{T}{1000} \quad (2.7)$$

Dentro del gap se encuentra helio (He). Es un gas que permite la dilatación de las pastillas y a su vez evita que el combustible toque el encamisado. Las propiedades termodinámicas necesarias para el modelo de transferencia de calor y de cantidad de movimiento son la densidad ρ , la capacidad calorífica C_p , la conductividad térmica k y la viscosidad μ . *Comsol multiphysics* integra una biblioteca de distintos materiales para diferentes modelos físicos, entre ellos el realizado en este trabajo, por ello, las propiedades en función de la temperatura fueron tomados de dicha biblioteca. Esto mismo se realizó para obtener las propiedades termo físicas del refrigerante sodio líquido.

El reactor nuclear rápido enfriado con sodio es un reactor de generación IV, por lo cual se utiliza un material que cumpla con las necesidades en cuanto a transferencia de calor entre el combustible y el termo-fluido. Siendo este un acero reforzado con óxido *ODS* el cual se mejora constantemente para cumplir con estas necesidades. Las propiedades necesarias para el modelo de transferencia de calor: la densidad ρ , la capacidad calorífica C_p y la conductividad térmica k también fueron obtenidas de la biblioteca de *Comsol multiphysics*.

En este capítulo se describe el análisis de subcanal realizado en este trabajo. Además, se mencionan los principales códigos numéricos y avances que se encuentran en la literatura sobre este tema.

El análisis de subcanal parte de estandarizar las ecuaciones de volumen de control aplicadas a un medio poroso a un volumen específico. Este diseño define volúmenes equivalentes al de una sola barra de combustible y su fluido asociado. En el análisis de subcanal se presentan varios enfoques en cuanto al volumen que se toma en el análisis; Todreas and Kazimi (1990), proponen dos enfoques distintos para el análisis de subcanal, el centrado en el fluido refrigerante y el centrado en la barra de combustible.

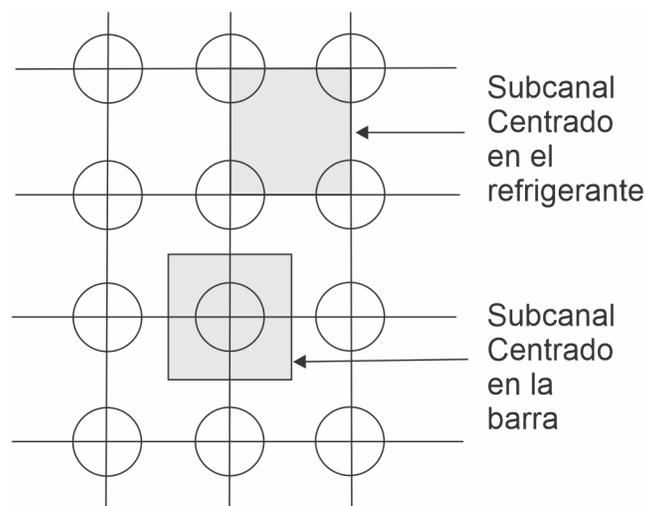


Figura 3.1: Tipos de subcanal (Todreas and Kazimi, 1990).

En la Figura 3.1 se observan estos dos enfoques, siendo el subcanal centrado en la barra un análisis semejante al del canal promedio, ya que se considera una sola barra de combustible y su fluido refrigerante circundante. Por otra parte, el subcanal centrado en el refrigerante toma $1/4$ de cada barra de combustible y el refrigerante asociado se encuentra al centro de esas 4 barras de combustible. Lahey (2013) presenta distintos enfoques en cuanto al análisis de subcanal (ver Figura 3.2),

debido a las distintas configuraciones del combustible nuclear que dependen del tipo de reactor nuclear que se desea analizar, siendo este el caso de un Reactor de Agua en Ebullición (BWR por sus siglas en inglés).

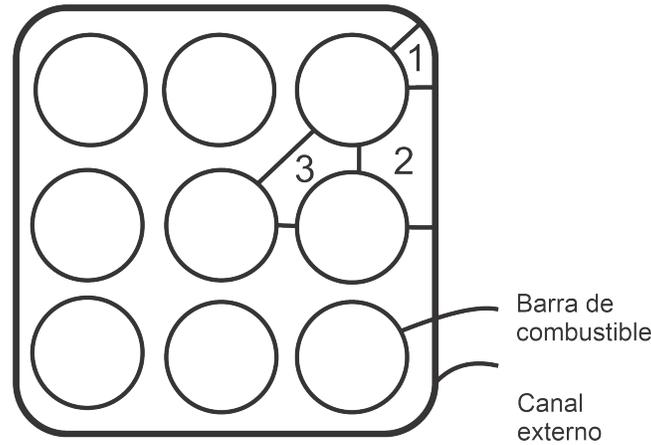


Figura 3.2: Tipos de subcanal para combustible 3x3
Lahey (2013).

En la Figura 3.2 se observan los distintos subcanales que se pueden analizar en este tipo de arreglo de combustible para el reactor de agua en ebullición, donde el 1 es un análisis en la esquina, 2 es un análisis en la pared y el 3 es un análisis en el centro. Estos, se realizaron de esta manera debido a la diferencia en la fracción de vacíos encontradas para cada uno.

En la literatura se encuentran distintos códigos que trabajan con análisis de subcanal para reactores enfriados con metales líquidos (LMR, por sus siglas en inglés), dentro de los cuales se encuentra el código MATRA-LMR. Este código utiliza un enfoque distinto a los presentados, ya que se utiliza un subcanal triangular para el interior, presentando otros dos análisis anteriormente hechos por otros autores; el de pared y esquina, como se ilustra en la Figura 3.3) (Kim et al., 2002).

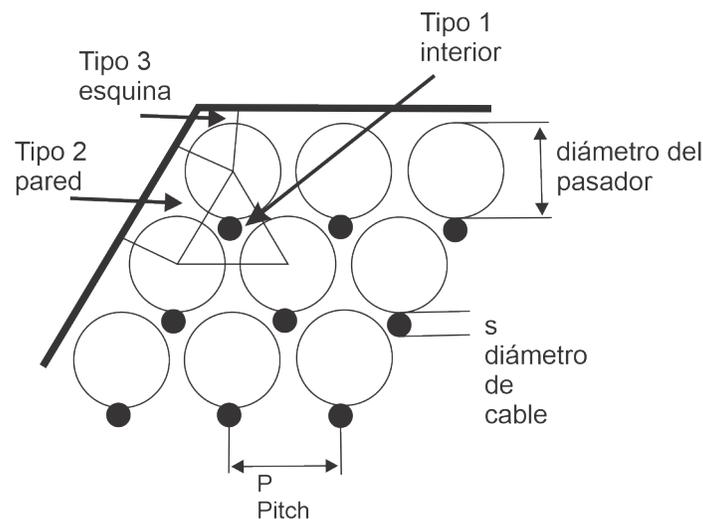


Figura 3.3: Tipos de subcanal del código Matra-LMR
(Kim et al., 2002).

El subcanal triangular se utiliza ya que el combustible se encuentra envuelto de un alambre, dicho alambre actúa como conductor de calor de la barra de combustible por lo que es posible mejorar la refrigeración de la misma. El código está basado en el código COBRA IV-I y está enfocado para los reactores enfriados con metales líquidos.

Existen tres métodos principales de análisis en el reactor: código del sistema 1-D, código de análisis de subcanal y CFD. 1-D y CFD tiene ventajas y desventajas entre ellos, pero el código de subcanal tiene las mejores características entre ambos. Por un lado, puede tener un modelado más sofisticado para obtener características termo-hidráulicas locales y por el otro tiene una velocidad de solución más rápida y una buena convergencia. En la literatura se encuentran distintos trabajos sobre implementación en CFD dentro de los cuales encontramos el trabajo de Ampomah-Amoako et al. (2013) en el que se realiza un análisis de subcanal en un reactor de agua supercrítica (SCWR, por sus siglas en inglés) a partir de un modelo implementado en CFD, donde acoplan el modelo termohidráulico y el modelo puntual de cinética neutrónica.

Dentro de los códigos 1-D, se encuentra el código presentado por Pérez-Valseca et al. (2019). Este código resuelve un canal promedio del reactor rápido enfriado con sodio y el reactor rápido enfriado con plomo a partir del método de las diferencias finitas e implementa el acoplamiento de los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento con un modelo puntual de la cinética neutrónica, por lo cual a través de él es posible simular eventos de pérdida de refrigerante y con poco tiempo de convergencia.

Dentro de los códigos de subcanal más utilizados, se encuentra SUPERENERGY II desarrollado por la *Pacific Northwest Laboratory* (Basehore, 1980) sin embargo, no modela los fenómenos físicos dentro de la barra de combustible. El código COBRA IV se usa ampliamente para PWR, su precisión computacional y convergencia han sido reconocidos por muchos investigadores, algunos de ellos han realizado cambios al código para realizar cálculos en reactores rápidos enfriados con metales líquidos (Stewart et al., 1977).

En el presente trabajo se realiza un análisis de subcanal en el reactor rápido enfriado con sodio (ESFR), donde se acoplaron los procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento con los modelos neutrónicos de cinética puntual y difusión de neutrones multigrupo. De aquí la importancia de desarrollar el código CFD. El análisis del termofluido se realiza con el enfoque centrado en el refrigerante"presentado en la Figura 3.1, y fue implementado en el programa *Comsol multiphysics*.

CAPÍTULO 4

TRANSFERENCIA SIMULTANEA DE CALOR Y CANTIDAD DE MOVIMIENTO EN UN SUBCANAL

En este capítulo se describen y modelan los fenómenos físicos presentes dentro del núcleo del reactor rápido enfriado con sodio, a partir de las propiedades y características que abordamos en capítulos anteriores. El transporte de energía se lleva a cabo mediante diferentes mecanismos: **conducción**, **convección** y **radiación**.

Conducción es un mecanismo de transferencia de calor en escala atómica por el choque de unas moléculas con otras, donde la molécula de mayor energía sede su energía a las de menor energía (Bird et al., 2012).

Convección es la transmisión de calor por movimiento de las moléculas de un fluido. Este mecanismo solo puede darse por el cambio en la densidad de un fluido (convección natural) o por ayuda mecánica ya sea una bomba, ventilador, entro otros (convección forzada) (Bird et al., 2012).

Radiación es la energía emitida por la materia que se encuentra a una temperatura establecida, se produce directamente desde la fuente hacia todas las direcciones (Bird et al., 2012).

El modelo de la barra se realizará considerando cada sección (combustible, gap, encamisado) así como el refrigerante. En estas secciones se aplicará la ecuación de transferencia de calor (Bird et al., 2012), ya que dentro del reactor nuclear uno de los procesos más importantes es el intercambio de calor entre la barra de combustible y el medio circundante. Se modelará un subensamble de combustible (ver Figura 4.1), el cual incluye cuatro secciones de una barra de combustible y el refrigerante que fluye en el centro, respetando la geometría hexagonal del núcleo del reactor, formando así un subcanal centrado en el fluido refrigerante (ver Figura 4.1).

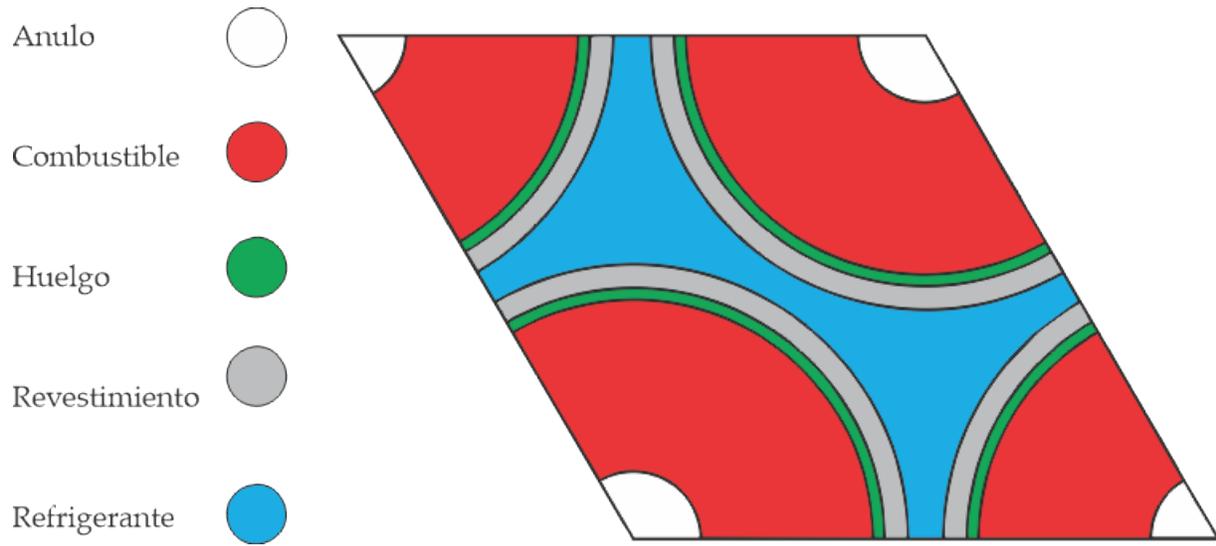


Figura 4.1: Subcanal del reactor rápido enfriado con sodio (ESFR).

4.1. Modelado de la barra de combustible

La barra de combustible (Fuel) corresponde al radio r_f , como se observa en la Figura 4.1 El modelo que describe el cambio de temperatura dentro de la barra está dado por la ecuación 4.1 presentada por Bird et al. (2012). A partir de esta ecuación se pueden describir los cambios de la temperatura en función de los fenómenos físicos que rigen el sistema; en este caso al ser un sólido solo se consideran los efectos conductivos del material y la fuente de calor en el mismo, por lo que la ecuación de transferencia de calor se reduce a

$$(\rho C_p)_f \frac{\partial T}{\partial t} = k_f \nabla^2 T + q'''(z, t) \quad (4.1)$$

Donde k_f es la conductividad térmica del combustible $[W/mK]$, T es la temperatura del combustible $[K]$ y $q'''(z, t)$ es el término fuente de la barra de combustible $[w/m^3]$ definido como:

$$q'''(z, t) = P_0(z) n(t) \quad (4.2)$$

Donde $n(t)$ es la densidad neutrónica y $P_0(z)$ la potencia por unidad de volumen $[MW/m^3]$, . En este caso, la distribución axial de potencia se presenta en la Figura 4.2. Esta distribución fue obtenida con el código Serpent.

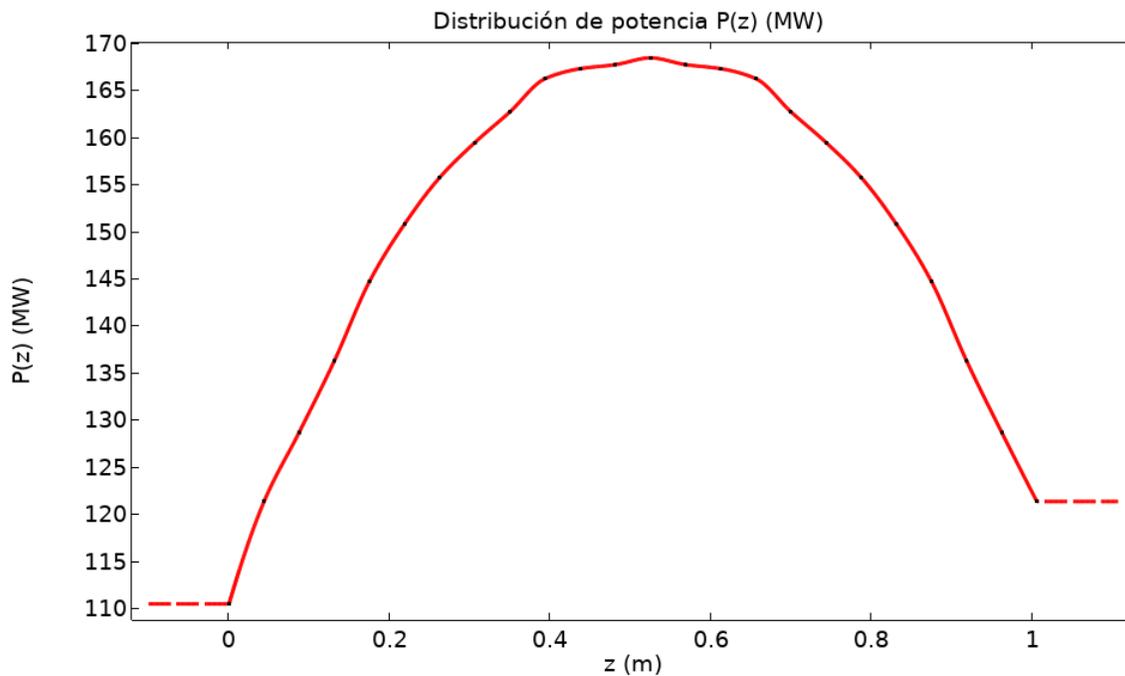


Figura 4.2: Distribución de potencia axial $P_0(z)$.

En la Figura 4.3 se observan los dominios para la barra de combustible y su interfaz con el gap.

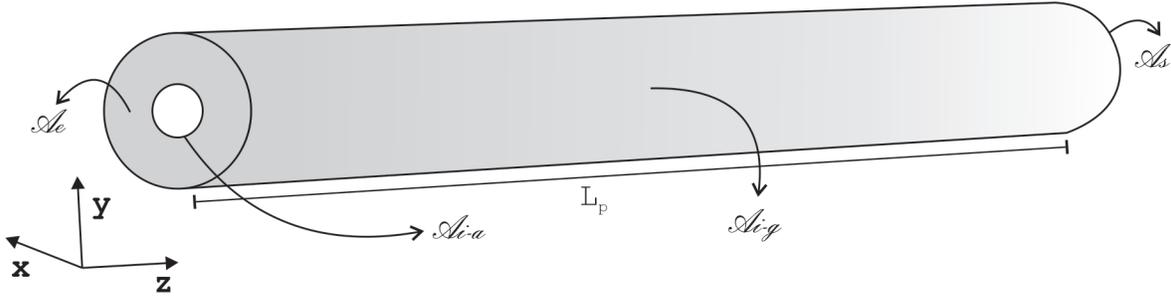


Figura 4.3: Representación del dominio del combustible.

Donde \mathcal{A}_c es el dominio correspondiente a la parte baja del reactor y \mathcal{A}_s a la parte alta del reactor (salida del refrigerante). El contorno \mathcal{A}_{i-g} pertenece a la interfaz entre el combustible-gap y \mathcal{A}_{i-a} a la interfaz combustible-anulo. La principal condición a la frontera es continuidad del flux de calor entre el combustible y el gap, se define como:
 en \mathcal{A}_{i-g}

$$\mathbf{n} \cdot \mathbf{q}_f'' = \mathbf{n} \cdot \mathbf{q}_g'' \quad (4.3)$$

Otra de las condiciones a la frontera es la de aislamiento térmico definida como:
 en \mathcal{A}_{i-a}

$$-\mathbf{n} \cdot \mathbf{q}_f = 0 \quad (4.4)$$

La condición inicial está dada por

$$T_f(t|_{=0}) = T_f(\mathbf{r}) \quad (4.5)$$

En donde q'' [W/m^2] es el flux de calor, el subíndice f corresponde al combustible y g al gap. Las propiedades termodinámicas del combustible se encuentran en función de la temperatura de acuerdo con el trabajo de Carbajo et al. (2001).

En la Figura 4.2, la potencia máxima se encuentra casi en el centro de la barra de combustible, este máximo se verá reflejado en los perfiles de temperatura obtenidos para cada sección de la barra de combustible y el fluido refrigerante.

4.2. Modelado del huelgo

Dentro del huelgo o gap se encuentra el gas que en este caso es helio, por lo que se deben de considerar los efectos convectivos sobre la barra de combustible. Para esto se considera convección natural ya que el cambio de la temperatura en esta sección es debido a la diferencia en la densidad del gas, para modelarla se parte de:

$$(\rho C_p)_H \frac{\partial T}{\partial t} + (\rho C_p)_H \mathbf{v}_H \cdot \nabla T - k_H \nabla^2 T = 0 \quad (4.6)$$

En donde \mathbf{v}_H es el vector velocidad del helio, T es la temperatura del helio [K], k_H es la conductividad térmica [W/mK], ρ_H es la densidad [kg/m³] y C_{pH} es el calor específico del helio [J/kgK].

La ecuación de balance de cantidad de movimiento 4.7 es dependiente del tiempo, se considera flujo laminar debido a que es un fenómeno de convección natural.

$$\underbrace{\rho_H \frac{\partial \mathbf{v}_H}{\partial t}}_{\text{Acumulación}} + \underbrace{\rho_H \mathbf{v}_H \cdot \nabla \mathbf{v}_H}_{\substack{\text{Transporte} \\ \text{Convectivo}}} = - \underbrace{\nabla P}_{\substack{\text{Fuerzas} \\ \text{Superficiales}}} + \underbrace{\rho_H g}_{\substack{\text{Fuerzas} \\ \text{Volumetricas}}} - \underbrace{\mu_H \nabla^2 \mathbf{v}_H}_{\substack{\text{Transporte} \\ \text{Difusivo}}} \quad (4.7)$$

$$\underbrace{\nabla \cdot \rho_H \mathbf{v}_H}_{\substack{\text{Transporte} \\ \text{Total}}} = 0 \quad (4.8)$$

Donde ΔP [Pa/m] es la diferencia de presiones, g es la gravedad [m/s²], μ [Pa * s] es la viscosidad del helio.

Para este modelo, se aplica la aproximación de Boussinesq (Bird et al., 2012), la cual está dada por:

$$\rho_H \frac{\partial \mathbf{v}_H}{\partial t} + \rho_H \mathbf{v}_H \cdot \nabla \mathbf{v}_H = -\nabla P + \rho_H g \beta (T - T_\infty) - \mu_H \nabla^2 \mathbf{v}_H \quad (4.9)$$

Donde β es el coeficiente de expansión volumétrico [1/K], T es la temperatura de pared [K], y T_∞ es la temperatura del fluido [K].

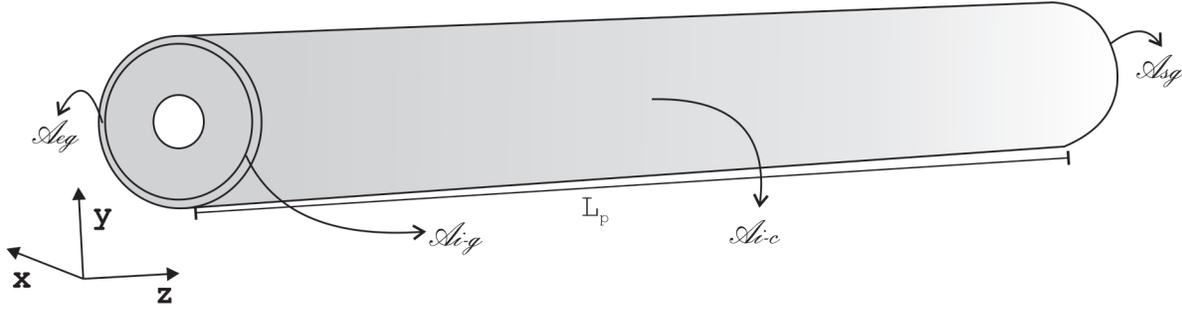


Figura 4.4: Representación del dominio del gap.

En la Figura 4.4 se presentan los dominios para la zona del gap. Las condiciones a la frontera para cantidad de movimiento consideran que la velocidad es igual a cero en las paredes del gap y encamisado. Están dadas por:

en A_{ig} , A_{ic}

$$\mathbf{v}_H = 0 \quad (4.10)$$

Las condiciones a la frontera para transferencia de calor consideran la ley de enfriamiento de Newton en A_{ig} :

$$q_f'' = h(T_f - T_\infty) \quad (4.11)$$

En A_{ic} :

$$q_g'' = h(T_c - T_\infty) \quad (4.12)$$

Donde h es el coeficiente de transferencia de calor [W/m^2K calculado en Comsol a partir de los números de Rayleigh y Prandtl (Bird et al., 2012).

Las condiciones iniciales para ambos modelos están dadas para la transferencia de calor en el gap por:

$$T_g(t|_{=0}) = T_g(\mathbf{r}) \quad (4.13)$$

Y para la mecánica de fluidos:

$$\mathbf{v}_H(t|_{=0}) = \mathbf{v}_H(\mathbf{r}) \quad (4.14)$$

4.3. Modelado del encamisado

El encamisado es el revestimiento de la barra de combustible. Es un metal, por esta razón se considera la conducción como principal mecanismo de transferencia de calor, por tanto, para esta región se aplica la ecuación 4.1, y la condición a la frontera es la continuidad de flux entre el gap y el encamisado, la cual tiene una forma similar a la ecuación 4.3.

En la Figura 4.5 se observa la similitud entre el dominio del combustible y el del encamisado.

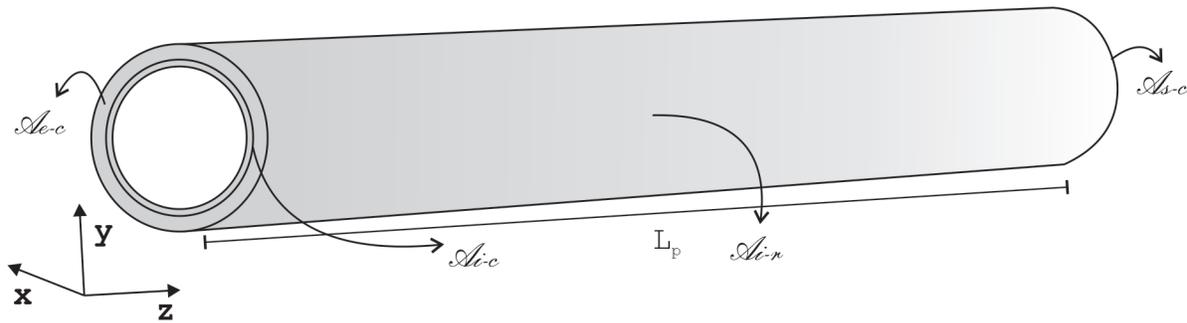


Figura 4.5: Representación del dominio del encamisado.

4.4. Modelado del refrigerante

Dentro del refrigerante ocurren dos fenómenos físicos principales: la transferencia de calor y la transferencia de cantidad de movimiento. La Ecuación ?? representa el balance de cantidad de movimiento para el metal líquido donde

Las condiciones a la frontera para el fluido refrigerante se definen como:

en \mathcal{A}_r

$$m = m_0 \quad (4.15)$$

en \mathcal{A}_r

$$P = P_{atm} \quad (4.16)$$

en \mathcal{A}_{ic} y \mathcal{A}_{ir}

$$\mathbf{v}_s = 0 \quad (4.17)$$

Además se considera la condición de periodicidad en \mathcal{A}_i

$$\mathbf{V}_{s0} = \mathbf{V}_{si} \quad (4.18)$$

$$P_{s0} = P_{si} \quad (4.19)$$

El flujo másico a la entrada es conocido y la presión a la salida es la presión atmosférica, al igual que el gap se considera que la velocidad en la pared es igual a 0. La condición inicial está dada por:

$$\mathbf{v}_s|_{t=0} = \mathbf{v}_s(\mathbf{r}) \quad (4.20)$$

Las condiciones de frontera para la transferencia de calor están dadas por:

en \mathcal{A}_r ,

$$\dot{q}_{ref}'' = h(T - T_\infty) \quad (4.21)$$

en \mathcal{A}_r ,

$$\dot{q}_{ref}'' = 0 \quad (4.22)$$

en \mathcal{A}_e ,

$$T_{in} = 668,15K \quad (4.23)$$

La condición inicial está dada por:

$$T_s|_{t=0} = T_s(r) \quad (4.24)$$

CAPÍTULO 5

PROCESOS NEUTRÓNICOS EN UN SUBCANAL

En la investigación de reactores nucleares existen diferentes ramas de estudio que son de suma importancia, una de ellas es el análisis de seguridad del reactor. Dentro del análisis de seguridad existen dos temas importantes: el estudio de los procesos neutrónicos que ocurren dentro del reactor y el estudio de la termohidráulica o análisis de termofluido en el caso de metales líquidos.

En este capítulo se describe el modelo matemático utilizado para describir los procesos neutrónicos, los parámetros utilizados para darle solución por medio de un modelo puntual de la cinética neutrónica y un modelo de difusión de neutrones multigrupo.

5.1. Modelo puntual de cinética neutrónica

El flujo neutrónico es uno de los factores con los cuales se puede controlar la potencia del reactor. A partir de la teoría de un grupo se definirá la cinética neutrónica en función del tiempo para el reactor rápido enfriado con sodio. La teoría de un grupo supone que el proceso de producción, difusión, dispersión y absorción de neutrones se lleva a cabo para un solo grupo de energía, en las colisiones de dispersión no hay variaciones de energía.

La potencia del reactor tiene una relación directa con la densidad neutrónica, por la ecuación 4.2. La densidad neutrónica es la cantidad de neutrones por cm^3 que se generan en el reactor nuclear. La aproximación del modelo matemático para la cinética neutrónica parte de la teoría de difusión, la que a su vez parte de la ley de Fick de difusión en donde el cambio se da debido al gradiente en la concentración de las especies químicas desde la zona con mayor a menor concentración (Bird et al., 2012). En este caso, el cambio se da también de una zona con mayor densidad neutrónica a otras con menor densidad (Glasstone and Sesonske, 1994).

La ecuación 5.1 describe esta aproximación, el primer término representa la tasa de cambio del flujo neutrónico, el segundo representa las fugas en el reactor, el tercero las absorciones en función de la sección macroscópica de absorción y el último representa un término fuente.

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, t)}{\partial t} - D \nabla^2 \phi(\mathbf{r}, t) + \Sigma_a \phi(\mathbf{r}, t) = S(\mathbf{r}, t) \quad (5.1)$$

El coeficiente de difusión D (Espinosa-Paredes and Rodríguez, 2016), tiene unidades de longitud [cm] y está dado por:

$$D(\mathbf{r}) = \frac{1}{3\Sigma_{tr}(\mathbf{r})} = \frac{1}{3\Sigma_s[1 - \mu_0(\mathbf{r})]} \quad (5.2)$$

$$\Sigma_{tr} = \Sigma_s(1 - \bar{\mu}_0) \quad (5.3)$$

Donde μ_0 es el coseno del ángulo de dispersión por colisión dado por:

$$\mu_0 = \frac{3}{2A} \quad (5.4)$$

En esta definición, A es el número de masa del moderador, Σ_{tr} es la sección eficaz macroscópica de transporte, Σ_t es la sección eficaz macroscópica total y Σ_s es la sección eficaz macroscópica de dispersión del material o refrigerante, estas secciones macroscópicas tienen unidades de [$1/cm$]

Dentro del término fuente de la ecuación 5.1 es necesario considerar los neutrones retardados y los neutrones inmediatos que se generan en la fisión. Los neutrones inmediatos son aquellos que se emiten inmediatamente que se inicia el proceso de fisión en el núcleo y los neutrones retardados son aquellos que se generan a partir del decaimiento de los productos de fisión, β es la fracción de neutrones retardados.

Donde $1 - \beta$ es la fracción de neutrones instantáneos por lo que, el término fuente se define como:

$$S(\mathbf{r}, t) = (1 - \beta) k_\infty \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) + \beta k_\infty \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) \quad (5.5)$$

Donde k_∞ es el factor infinito de multiplicación de neutrones, definido como el cociente entre los neutrones de fisión de distintas generaciones en un medio multiplicativo infinito. Para los neutrones retardados la tasa en la cual se desintegran es igual a la tasa de desintegración del precursor, este caso considera n grupos de neutrones retardados, de la siguiente manera:

$$\beta k_\infty \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) = \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \quad (5.6)$$

Donde:

λ_i = Constante de desintegración de grupo i

$C_i(\mathbf{r}, t)$ = Concentración de precursores del grupo i

Sustituyendo la ecuación 5.5 en la ecuación 5.6 se obtiene:

$$S(\mathbf{r}, t) = (1 - \beta) k_{\infty} \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) + \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \quad (5.7)$$

Ahora sustituyendo el nuevo término fuente de la ecuación 5.7 en la ecuación de difusión 5.1 se obtiene:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, t)}{\partial t} - D \nabla^2 \phi(\mathbf{r}, t) + \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) = (1 - \beta) k_{\infty} \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \quad (5.8)$$

Al haber definido que solo se trabajará con un grupo de energía, se obtiene una relación entre el coeficiente de difusión D y la sección eficaz macroscópica de absorción Σ_a , esta relación es el cuadrado de la longitud de difusión L^2 [cm^2]

$$L^2 = \frac{D}{\Sigma_a} \quad (5.9)$$

Otra de las consideraciones es tomar en cuenta el reactor como un medio multiplicativo, por lo que la distribución de flujo neutrónico puede representarse con la ecuación 5.10, donde B^2 es el buckling del sistema, que es una curvatura de la distribución del flujo neutrónico en el espacio y es inversamente proporcional a las dimensiones del reactor.

$$\nabla^2 \phi(\mathbf{r}, t) + B^2 \phi(\mathbf{r}, t) = 0 \quad (5.10)$$

Sustituyendo la ecuación 5.10 en la ecuación 5.11 se obtiene:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, t)}{\partial t} - DB^2 \phi(\mathbf{r}, t) + \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) = (1 - \beta) k_{\infty} \Sigma_f \phi(\mathbf{r}, t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(\mathbf{r}, t) \quad (5.11)$$

Ahora se utiliza el método de separación de variables, por lo que la solución de la ecuación 5.11 se puede considerar como el producto de dos funciones, una dependiente del tiempo y otra de la posición.

$$\phi(\mathbf{r}, t) = v n(t) \gamma(\mathbf{r}) \quad (5.12)$$

$$C(\mathbf{r}, t) = C(t) \gamma(\mathbf{r}) \quad (5.13)$$

En donde v es la velocidad media de los neutrones, $n(t)$ es la densidad neutrónica en función del tiempo, $C(t)$ es la concentración de precursores en función del tiempo y $\gamma(r)$ es la función de posición. Sustituyendo la ecuación 5.12 y 5.13 en la ecuación 5.11 se obtiene:

$$\frac{dn(t)}{dt} = k_{\infty}v\Sigma_f \left[(1 - \beta) - \frac{DB^2}{k_{\infty}\Sigma_f} - \frac{1}{k_{\infty}} \right] n(t) + \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(t) \quad (5.14)$$

Sustituyendo el cuadrado de la longitud de difusión en la ecuación 5.14, se tiene:

$$\frac{dn(t)}{dt} = k_{\infty}v\Sigma_f \left[(1 - \beta) - \frac{1 + L^2 B^2}{k_{\infty}} \right] n(t) + \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(t) \quad (5.15)$$

Definiendo el factor de multiplicación efectivo k_{eff} , como la relación entre el número de neutrones de fisión producidos entre una generación y otra y el número de neutrones absorbidos en una generación anterior que corresponde a un sistema de tamaño infinito.

Si k_{eff} es igual a uno, significa que el reactor está en estado crítico, es decir, no existen alteraciones en la población de neutrones de una generación a otra. Si es mayor que uno, la condición del reactor se considera supercrítico, el sistema está produciendo más neutrones que los que son absorbidos. Y si el factor de multiplicación es menor que uno, se tiene una condición subcrítica, en donde el sistema está produciendo menos neutrones de los absorbidos, es decir, se extingue y por tal motivo no puede mantener la reacción de forma sostenida. Por lo tanto el factor de multiplicación efectivo se define como:

$$k_{eff} = k_{\infty} P_{NL} \quad (5.16)$$

Donde P_{NL} es la probabilidad de no escape del reactor, es decir la probabilidad de que físicamente no escapen neutrones del sistema, esta probabilidad es la relación entre producción y absorción Espinosa-Paredes and Rodríguez (2016):

$$P_{NL} = \frac{1}{1 + L^2 B^2} \quad (5.17)$$

Por lo cual el factor efectivo de multiplicación de neutrones se redefine como:

$$k_{eff} = \frac{k_{\infty}}{1 + L^2 B^2} \quad (5.18)$$

Añadiendo esta nueva ecuación 5.18 en la ecuación de difusión 5.19 se obtiene,

$$\frac{dn(t)}{dt} = k_{\infty}v\Sigma_f \left[\left(1 - \frac{1}{k_{eff}} \right) - \beta \right] n(t) + \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(t) \quad (5.19)$$

Para los neutrones inmediatos se define el tiempo de generación como:

$$\Lambda = \frac{1}{k_{\infty}v\sigma_f} \quad (5.20)$$

Este término solo depende de la composición y del tipo de reactor, donde Λ es el tiempo de generación media del neutrón [s].

Otro factor importante en el control del reactor es la reactividad ρ , este término se refiere al cambio en la población de neutrones.

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (5.21)$$

Sustituyendo el tiempo de generación ecuación 5.20 y la reactividad ecuación 5.21 en la ecuación de difusión 5.19, se obtiene

$$\frac{dn(t)}{dt} = \left(\frac{\rho - \beta}{\Lambda} \right) n(t) + \sum_{i=1}^n \lambda_i C_i(t) \quad (5.22)$$

Para conocer la densidad neutrónica, es necesario conocer la variación de las concentraciones de los precursores C_i para los neutrones retardados. Esta concentración está dada por la siguiente ecuación:

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \left(\frac{\beta_i}{\Lambda} \right) n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (5.23)$$

Con este desarrollo se obtienen las ecuaciones que constituyen el sistema de la cinética puntual del reactor. Como se puede observar es un sistema de ecuaciones diferenciales ordinarias de primer orden, este sistema se utiliza para describir los procesos neutrónicos que ocurren dentro del reactor. Para darle solución a este sistema se requieren dos condiciones iniciales, dadas por

$$n|_{t=0} = 1 \quad (5.24)$$

$$C_i|_{t=0} = \frac{\beta_i}{\Lambda \lambda_i} \quad (5.25)$$

A partir de estas, es posible acoplar el sistema de ecuaciones diferenciales ordinarias al modelo de transferencia de calor y cantidad de movimiento, la implementación y acoplamiento se describen en el Capítulo 6

5.2. Parámetros de la cinética neutrónica

La reactividad definida por la ecuación 5.21 cuenta con varias contribuciones: el margen de reactividad inicial ρ_0 reactividad externa, el efecto Doppler, asociado a los cambios de temperatura en el combustible y los efectos de expansión en el combustible, el revestimiento y el refrigerante. Los coeficientes de reactividad para el SFR se obtuvieron utilizando el código estocástico Serpent versión 2.1.28 (Leppänen et al., 2015). El modelo de la reactividad está dado por la ecuación 5.26 (Waltar et al., 2012).

$$\rho_t = \underbrace{\rho_0}_{\text{Reactividad estado estacionario}} + \underbrace{1,1K_D \left[\frac{\langle T_f \rangle_{out}}{\langle T_f \rangle_{in}} \right]}_{\text{Doppler}} + \underbrace{\alpha_f \Delta \langle T_f \rangle}_{\text{Expansión del combustible}} + \underbrace{\alpha_{cl} \Delta \langle T_{cl} \rangle}_{\text{Expansión del clad}} + \underbrace{\alpha_c \Delta \langle T_c \rangle}_{\text{Expansión del refrigerante}} \quad (5.26)$$

Los parámetros para cada contribución de la reactividad en la tabla 5.1.

Tabla 5.1: Coeficientes de reactividad obtenidos con Serpent.

| Coeficiente | SFR |
|-----------------------|--------|
| $K_D [pcm/K]$ | -834 |
| $\alpha_f [pcm/K]$ | -0.303 |
| $\alpha_{cl} [pcm/K]$ | 0.0405 |
| $\alpha_c [pcm/K]$ | 0.4505 |

Donde K_D es la constante Doppler, α_f es el coeficiente de expansión térmica del combustible, α_{cl} es el coeficiente de expansión térmica del clad y α_c es el coeficiente de expansión térmica del refrigerante.

Además, la ecuación 5.27 es el cambio promedio de temperatura del combustible, la ecuación 5.27 es el cambio promedio de temperatura en el revestimiento o clad, la ecuación 5.29 es el cambio promedio de temperatura en el refrigerante, $\langle T_f \rangle_{out}$ es el promedio de la temperatura en la superficie externa del combustible y $\langle T_f \rangle_{in}$ es el promedio de la temperatura en la superficie interna del combustible.

$$\Delta \langle T_f \rangle = \langle T_f \rangle - \langle T_f \rangle_0 \quad (5.27)$$

$$\Delta \langle T_{cl} \rangle = \langle T_{cl} \rangle - \langle T_{cl} \rangle_0 \quad (5.28)$$

$$\Delta \langle T_c \rangle = \langle T_c \rangle - \langle T_c \rangle_0 \quad (5.29)$$

El sub índice 0 representa la temperatura promedio de referencia. La temperatura promedio se define a partir del valor promedio para una área y volumen de una función, donde D es el dominio de la función y $\langle f \rangle$ es el valor promedio de la función en el dominio D Stewart (2012).

$$\langle f \rangle = \frac{\iint_D f(x, y) dx dy}{\iint_D dx dy} \quad (5.30)$$

$$\langle f \rangle = \frac{\iiint_W f(x, y, z) dx dy dz}{\iiint_W dx dy dz} \quad (5.31)$$

A partir de la definición de promedio de área para una función definimos la temperatura promedio interna del combustible como

$$\langle T_f \rangle_{in} = \frac{\iint_D T_f|_{r=r_a} d\theta dz}{\iint_D d\theta dz} \quad (5.32)$$

$$\langle T_f \rangle_{out} = \frac{\iint_D T_f|_{r=r_f} d\theta dz}{\iint_D d\theta dz} \quad (5.33)$$

$$\langle T_f \rangle = \frac{\iiint_{W1} T_f dr d\theta dz}{\iiint_{W1} dr d\theta dz} \quad (5.34)$$

$$\langle T_{cl} \rangle = \frac{\iiint_{W2} T_{cl} dr d\theta dz}{\iiint_{W2} dr d\theta dz} \quad (5.35)$$

$$\langle T_c \rangle = \frac{\iiint_{W3} T_c dr d\theta dz}{\iiint_{W3} dr d\theta dz} \quad (5.36)$$

Donde $D1$ es $[0, 0] \times [2\pi, L_{pin}]$, $W1$ es $[r_a, 0, 0] \times [r_f, 2\pi, L_{pin}]$, $W2$ es $[r_g, 0, 0] \times [r_{cl}, 2\pi, L_{pin}]$.

La fracción efectiva de neutrones retardados β está en función de las fracciones de neutrones retardados de cada grupo i , estos valores se presentan en la tabla 5.2. Estos valores se calcularon con Serpent versión 2.1.28 y la biblioteca de datos evaluados ENDF (Leppänen et al., 2015).

$$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i \quad (5.37)$$

La constante de decaimiento λ_i se consideró para cada grupo de precursores, presentados en la tabla 5.2.

Tabla 5.2: Parámetros cinéticos obtenidos con Serpent.

| | | | |
|------------------|----------------|-----------|------------|
| $\lambda_1[1/s]$ | 0.0127023 | β_1 | 8.78147e-5 |
| $\lambda_2[1/s]$ | 0.0301099 | β_2 | 8.16105e-5 |
| $\lambda_3[1/s]$ | 0.112331 | β_3 | 6.51854e-4 |
| $\lambda_4[1/s]$ | 0.327449 | β_4 | 1.7707e-3 |
| $\lambda_5[1/s]$ | 1.22596 | β_5 | 7.88203e-4 |
| $\lambda_6[1/s]$ | 8.14883 | β_6 | 2.05715e-4 |
| $\Lambda[s]$ | $4,48274e - 7$ | β | 0.003586 |

CAPÍTULO 6

ACOPLAMIENTO E IMPLEMENTACIÓN EN COMSOL MULTIPHYSICS

El modelo matemático del reactor rápido enfriado con sodio está formado principalmente por el modelo puntual de cinética neutrónica, el modelo de transferencia de calor en el combustible y el termofluido de sodio líquido. El proceso de retroalimentación parte de los cambios en la potencia que se traducen en cambios en la temperatura, en la reactividad y esto a su vez en cambio en la potencia del reactor, generando así un proceso de retroalimentación. Al acoplar distintos modelos físicos se considera un acoplamiento multi-físico.

La implementación del modelo de transferencia de calor y cantidad de movimiento comienza con la construcción de la geometría, la cual corresponde al dominio para cada ecuación modelada dentro de *Comsol Multiphysics*. Estas figuras se pueden construir a partir de geometrías básicas, segmentos de línea, transformaciones y booleanos. En la Figura 6.1, se observa la geometría construida para el modelado del subcanal, la cual contiene cada parte de la barra del combustible y refrigerante.

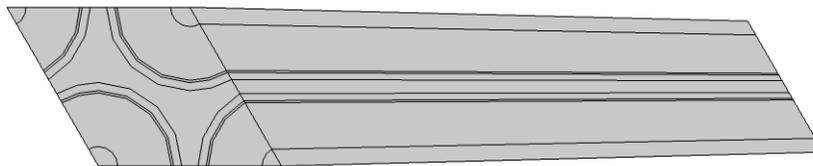


Figura 6.1: Geometría construida dentro de Comsol Multiphysics.

Una vez construida la geometría, se insertan los *módulos* los cuales darán solución a cada una de las ecuaciones diferenciales modeladas. Estos módulos se agregan en la ventana *físicas* en el apartado *agregar física*, como se observa en la Figura 6.2.

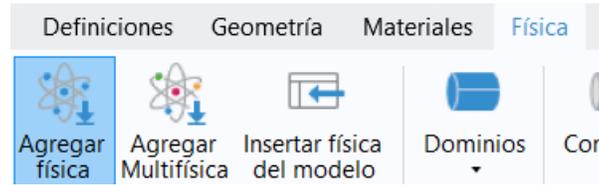


Figura 6.2: Módulos para resolver ecuaciones diferenciales en Comsol Multiphysics.

Estos *módulos* pueden resolver distintas físicas, dentro de las que se encuentran los tres principales fenómenos de transporte: calor, masa y cantidad de movimiento. Dentro del *módulo* de transferencia de calor se puede elegir *sólidos*, *fluidos*, *conjugado*, *medios porosos*, entre otros, según sea el caso que se desea modelar. Para este modelo se requieren distintos *módulos*: para la zona del combustible se utiliza en *sólidos*, para la zona del gap se utiliza *conjugada*, además de agregar un *módulo* multifísico adicional ya que en esta zona se considera convección natural, por lo cual se añade el *módulo* *flujo no isotérmico*. Para la zona del clad se utiliza *sólido* y por último para la zona del fluido refrigerante se utiliza *conjugada* cabe mencionar que este último integra un *módulo* de transferencia de calor en fluidos y un *módulo* de flujo laminar, el cual se puede cambiar por un *módulo* de flujo turbulento.

Los *módulos* de transferencia de calor resuelven las ecuaciones diferenciales modeladas, por lo cual es necesario integrar las condiciones a la frontera y condiciones iniciales para dar solución al modelo. Se parte por integrar las condiciones a la frontera ya que el estado estacionario es la primera solución que se busca obtener. La principal condición a la frontera utilizada dentro del *módulo* de transferencia de calor es *fuentes de calor*, esta ecuación se puede utilizar de dos maneras: como *flujo de calor convectivo* que es el equivalente a la Ley de enfriamiento de Newton y la otra es *flujo de calor general*, la cual se utiliza si se conoce el valor del flujo o se puede utilizar como condición de continuidad de flux de calor (ver Figura 6.3).

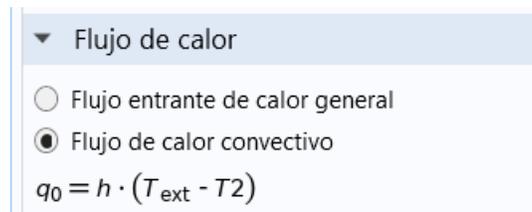


Figura 6.3: Condición a la frontera de flujo de calor en el *módulo* de transferencia de calor.

La *fuentes de calor* es importante para la resolución de este modelo, por lo que se agrega como condición a la frontera en todo el volumen de la barra de combustible, esta fuente de calor depende de la distribución de potencia axial y de la densidad neutrónica $n(t)$, *Temperatura* es la condición a la frontera para valores conocidos de la temperatura. En el caso del fluido refrigerante se conoce la temperatura a la entrada por lo cual se agrega, otra condición a la frontera es *flujo saliente*, esta corresponde al flux de calor igual a 0. La condición se integra también en el fluido refrigerante, siendo estas las principales condiciones a la frontera para transferencia de calor.

En el caso de transporte de cantidad de movimiento se manejan condiciones a la frontera distintas, ya que es un fenómeno de transporte diferente: *entrada* es una condición a la frontera que, como su nombre lo indica, se utiliza a la entrada del fluido refrigerante, en esta condición se puede indicar

alguna cantidad conocida en cuanto a magnitud de velocidad, vector de velocidad, flujo másico y presión. *Salida* semejante a *entrada*. Por otra parte, *Pared* es una condición a la frontera para las paredes en la cual se indica que no existe deslizamiento, lo que resulta en una velocidad en la pared igual a 0 y por último *condición de flujo periódico*.

Estas condiciones a la frontera fueron añadidas en cada uno de los módulos de acuerdo con lo planteado para cada sección del modelo. El siguiente paso es agregar una malla con la cual se le dará solución al problema, en la Figura 6.4 se observa el mallado en el subcanal.

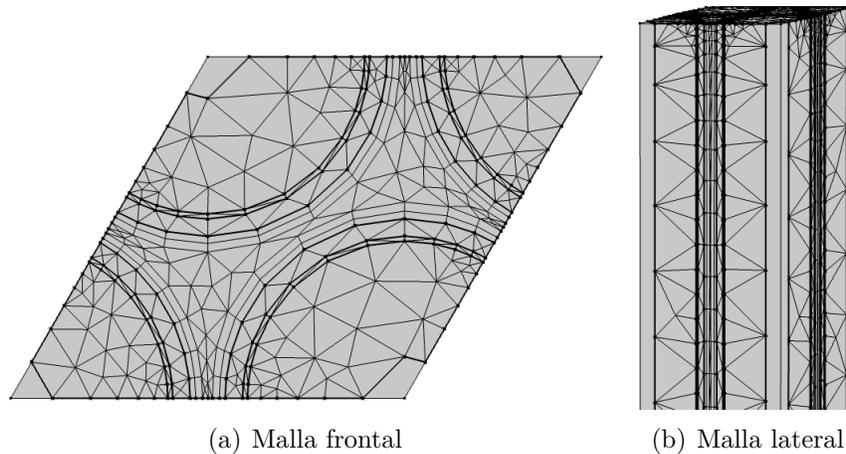


Figura 6.4: Mallado en el subcanal.

El último de los pasos es agregar un *estudio*, esta es la manera en que se resolverá la ecuación diferencial, en *estado estacionario*, *temporal* en el dominio de la *frecuencia* o si se desea resolver un problema de *valor propio* también es posible. En esta situación, se resuelve en estacionario ya que es el primer caso que se desea obtener, una vez añadido el *estacionario* se seleccionan los *módulos* de física que se desean resolver en este estudio. Para obtener una solución se debe seleccionar el resolvidor *pardiso* y este debe de estar *completamente acoplado*, con lo cual se obtiene la solución al estado estacionario, que se utilizará como condición inicial para el acoplamiento con la cinética puntual.

Las ecuaciones de cinética puntual se acoplan a las ecuaciones de transferencia de calor y cantidad de movimiento a partir del módulo ODE's dentro de Comsol. Para darle solución a las ecuaciones de densidad neutrónica y precursores se tiene que llevar a la forma en la que el módulo le da solución que es igualando a 0 las ecuaciones 6.1 y 6.2, obteniendo:

$$\frac{dn(t)}{dt} - \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) - \left(\frac{\rho_t(t) - \beta}{\Lambda} \right) n(t) = 0 \quad (6.1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} + \lambda_i C_i(t) - \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) = 0 \quad (6.2)$$

Cada variable y parámetro se debe definir dentro del programa, por lo que se crea un apartado de parámetros y de variables, donde se definen de igual manera las temperaturas promedio y reactividad total. Estos se definen en el constructor de modelo como se muestra en la Figura 6.5.

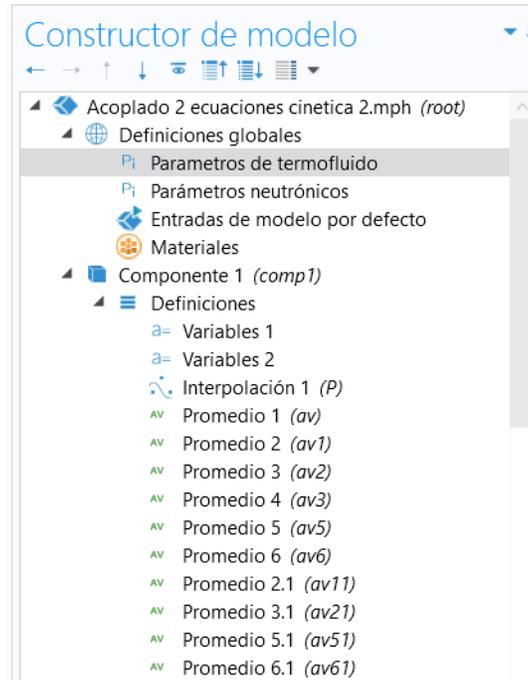


Figura 6.5: Construcción de modelo en Comsol Multiphysics.

En la Figura 6.6 se observan los parámetros y las variables definidas para el acoplamiento con el modelo de transferencia de calor y cantidad de movimiento. Además de los promedios que se utilizan para definir las variables de promedio de temperatura. Las variables utilizadas en el acoplamiento se agregan en el apartado variables.

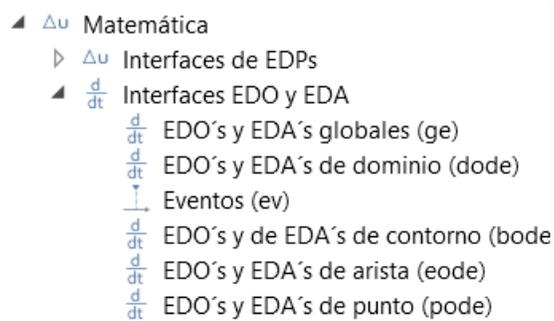


Figura 6.6: Módulo EDO's global.

Una vez definidas los *parámetros* y las *variables* se agrega un *módulo EDO's global* que resuelve ecuaciones diferenciales ordinarias de primer y segundo orden. Al ser la cinética neutrónica de primer orden, se puede resolver con este módulo, este se agrega como una física en el apartado *agregar física*.

Una vez añadido el *módulo* se introducen las ecuaciones diferenciales del modelo de cinética neutrónica, cabe resaltar que al ser dos *fuentes de calor* diferentes se añadió cinética neutrónica para cada fuente, ya que el comportamiento en cuanto a cambios de temperatura es distinto al ser de diferente tamaño las barras de combustible, como se puede apreciar en la Figura 4.1.

En la Figura 6.7 se observa la manera correcta de insertar las ecuaciones en el *módulo ODE's*, en el cual se debe colocar la *variable* que resolverá en la celda *nombre*, la ecuación diferencial igualada a 0 en $f(u, u_t, u_{tt}, t) = 0$. Aquí se está indicando que la ecuación diferencial se debe igualar a 0 y que las derivadas de la ecuación diferencial se les debe colocar el nombre de la variable seguido de la variable de tiempo t, por último, se colocan los valores iniciales con los que se dará solución a la ecuación diferencial.

▼ Ecuaciones globales

$f(u, u_t, u_{tt}, t) = 0, u(t_0) = u_0, u_t(t_0) = u_{t0}$

| Nombre | f(u, u_t, u_{tt}, t) (1/s) | Valor inicial (u_0) | Valor inicial (u_t) |
|--------|---|---------------------|---------------------|
| n1 | $n1t - ((R_{tot}1 - B)/A) * n1 - (I_1 * c11)$ | 1 | 0 |
| c11 | $c11t - (B1/A) * n1 + (I1 * c11)$ | $B1/(A * I1)$ | 0 |
| c21 | $c21t - (B2/A) * n1 + (I2 * c21)$ | $B2/(A * I2)$ | 0 |
| c31 | $c31t - (B3/A) * n1 + (I3 * c31)$ | $B3/(A * I3)$ | 0 |
| c41 | $c41t - (B4/A) * n1 + (I4 * c41)$ | $B4/(A * I4)$ | 0 |
| c51 | $c51t - (B5/A) * n1 + (I5 * c51)$ | $B5/(A * I5)$ | 0 |
| c61 | $c61t - (B6/A) * n1 + (I6 * c61)$ | $B6/(A * I6)$ | 0 |

Figura 6.7: Ecuaciones de cinética neutrónica en el módulo EDO's global.

Para iniciar el estudio transitorio se debe considerar como condición inicial la solución obtenida en el estado estacionario, por lo que se selecciona un nuevo estudio en el cual se definen los valores iniciales como la solución de este primer caso. En este nuevo estudio se colocan todos los módulos que se resolverán incluyendo el módulo de ecuaciones diferenciales ordinarias. En la Figura 6.8 se observa la selección del estudio estacionario como condición inicial para el estudio dependiente del tiempo.

▼ Valores de variables dependiente

— Valores iniciales de las variables a computar —

Ajustes: Controlado por usuario ▼

Método: Solución ▼

Estudio: Estudio 1, Estacionario ▼ 

Selección: Último ▼

Figura 6.8: Selección de condiciones iniciales en el estudio temporal.

CAPÍTULO 7

EXPERIMENTOS NUMÉRICOS

En el estudio de reactores nucleares, el análisis de las respuestas que tiene un reactor en estado estacionario y con alguna perturbación es importante desde el punto de vista de seguridad, ya que permite determinar los límites y características de los materiales, así como identificar posibles sistemas de control (flujo, temperatura del reactor y barras de control).

Estos estados de perturbación (Glasstone and Sesonske, 1994) son conocidos como transitorios y es necesario conocer:

- Si después de la variación producida el reactor alcanza otro estado estacionario, significa que el sistema es estable.
- Si es estable, cómo se comporta el reactor a lo largo de la transición entre el estado estacionario inicial y final.

En este capítulo se presentan los resultados en estado estacionario para cuatro casos:

- Caso 1: es un modelo con variación en la potencia de las barras, dos barras tiene potencia al 100 % y dos al 80 %.
- Caso 2: se realizó una comparativa entre este modelo que considera convección natural y uno en el que el coeficiente de transferencia de calor tiene un valor puntual.
- Caso 3: un modelo al 100 % de potencia en todas las barras, el estado estacionario funciona como referencia y es un punto de partida importante para la retroalimentación entre las distintas ecuaciones diferenciales a resolver.
- Caso 4. es una comparación entre el modelo desarrollado al 100 % de potencia y el modelo desarrollado por Pérez-Valseca et al. (2019).

Se realizaron dos eventos transitorios, uno de pérdida de refrigerante (ULOF), en el que se redujo del flujo másico en 90 % a la entrada del reactor en un lapso de 37 segundos debido al fallo de las bombas y un análisis UTOP en el que se insertó una reactividad positiva lineal de 18 (pcm).

7.1. Estado estacionario

7.1.1. Modelo con diferente potencia

En el estado estacionario es posible observar cuáles son las características de operación nominales del reactor, es decir, sin ninguna perturbación.

Partiendo del combustible se presenta el campo de temperatura, en el que se observa el efecto de la potencia que se encuentra en función de la coordenada z . En la Figura 7.1 se observa que el ensamble se encuentra dividido por 4 barras, de las cuales 2 son de $1/3$ del total de una barra y 2 de $1/6$, siendo la temperatura diferente para ambas debido a la diferencia de potencia, por lo cual se presentan resultados para ambas secciones.

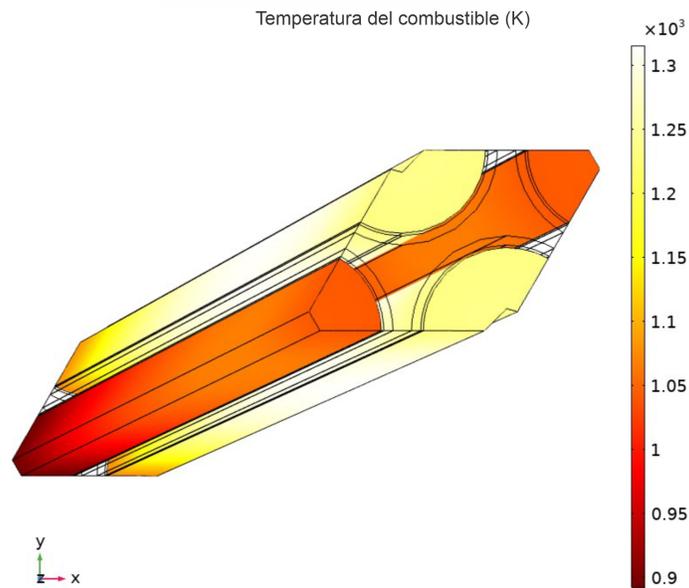


Figura 7.1: Campo de Temperatura del Combustible.

El valor promedio obtenido para $1/3$ es de 1250.88 K y para $1/6$ de 1017.62 K , se observa que la temperatura máxima alcanzada se encuentra casi en el centro de la barra de combustible, esto es debido al perfil axial de potencia.

La sección del gap se modeló considerando convección natural. Por lo cual se presenta el campo del coeficiente de transferencia de calor, campo de temperatura y el campo de velocidades obtenido para el helio dentro del gap. En la Figura 7.2 se observa que la temperatura máxima se sigue presentando en el mismo punto, 1070 K para $1/3$ de barra y 940 K para $1/6$ de barra, el valor máximo para el coeficiente de transferencia de calor por convección natural es de $28.5\text{ W/m}^2 * \text{K}$ para $1/3$ de barra y $25.5\text{ W/m}^2 * \text{K}$ para $1/6$ de barra.

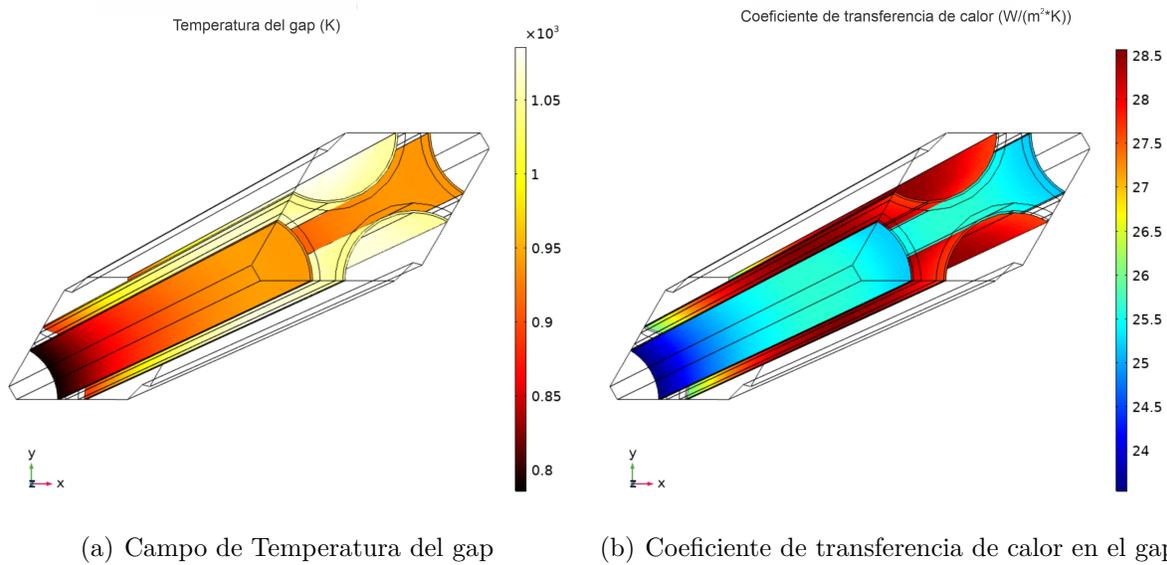


Figura 7.2: Campos obtenidos en el gap.

En la Figura 7.2 se observa que la temperatura máxima se sigue presentando en el mismo punto, 1070 K para $1/3$ de barra y 940 K para $1/6$ de barra, el valor máximo para el coeficiente de transferencia de calor por convección natural es de $28.5\text{ W}/m^2 \cdot K$ para $1/3$ de barra y $25.5\text{ W}/m^2 \cdot K$ para $1/6$ de barra.

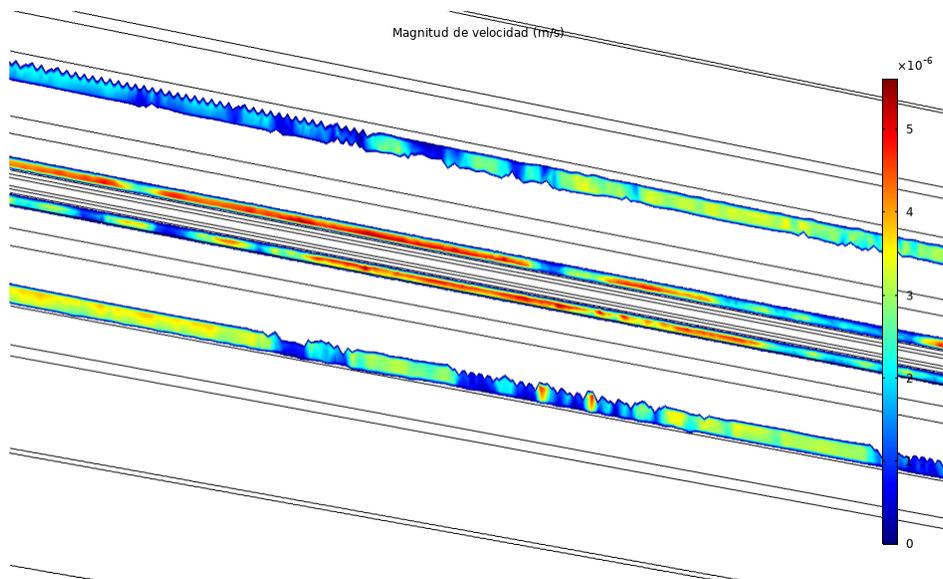


Figura 7.3: Campo de velocidad del gap.

En la Figura 7.3 se presenta un corte en el eje yz del campo de velocidad. Como se observa, la velocidad es mayor en z respecto a las demás coordenadas, esto es debido a que el largo es mayor respecto al radio.

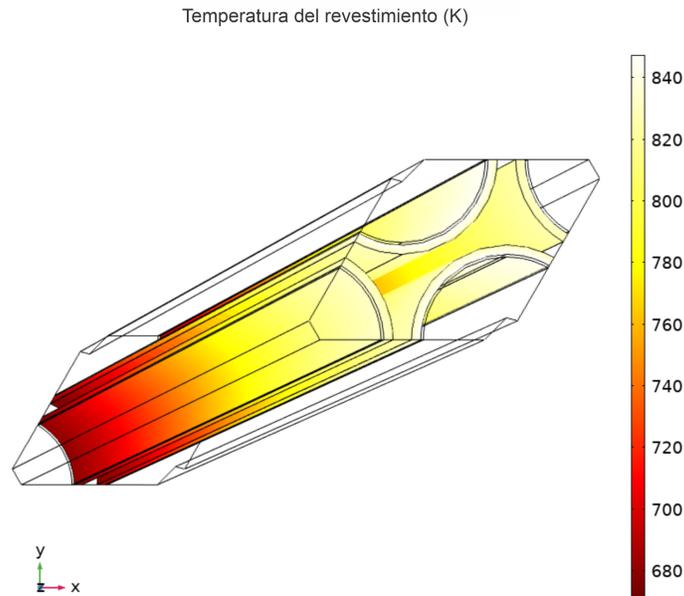


Figura 7.4: Campo de temperatura del clad.

En la Figura 7.4 se presenta el campo de temperatura para el clad, la temperatura promedio en el clad para $1/3$ es de 765.49 K y para $1/6$ es de 754.28 K . Para el fluido refrigerante se presentan el campo de velocidades, el campo de temperaturas, además de la temperatura promedio obtenida que es 745.60 K , la temperatura promedio a la salida es de 810.65 K , la cual se encuentra por debajo de la temperatura de salida real del reactor, que es 818.15 K esto se debe a la diferencia de potencia que tienen las barras de combustible.

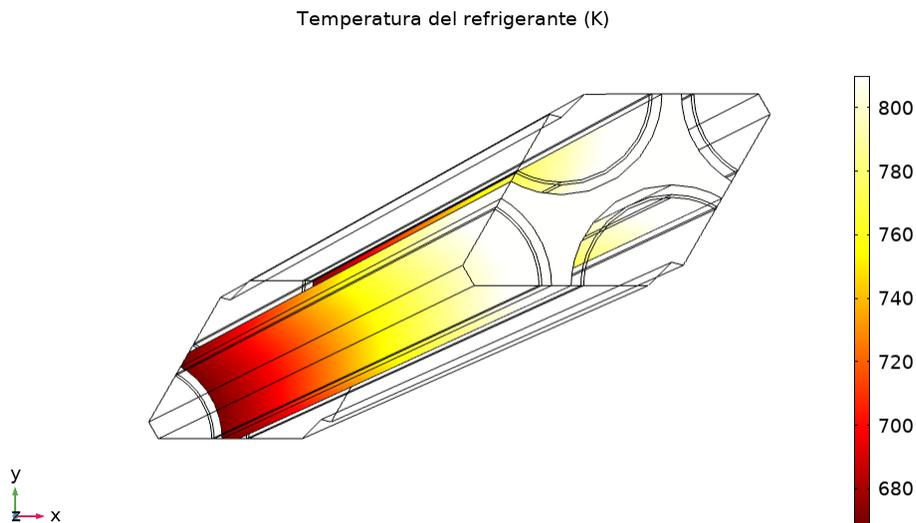


Figura 7.5: Campo de temperatura del refrigerante.

En la Figura 7.6 se presenta el campo de velocidad, se observa la condición de flujo periódico en la pared, ya que en ningún momento la velocidad se hace 0 en ese punto, el promedio de la velocidad

es 5.81 m/s .

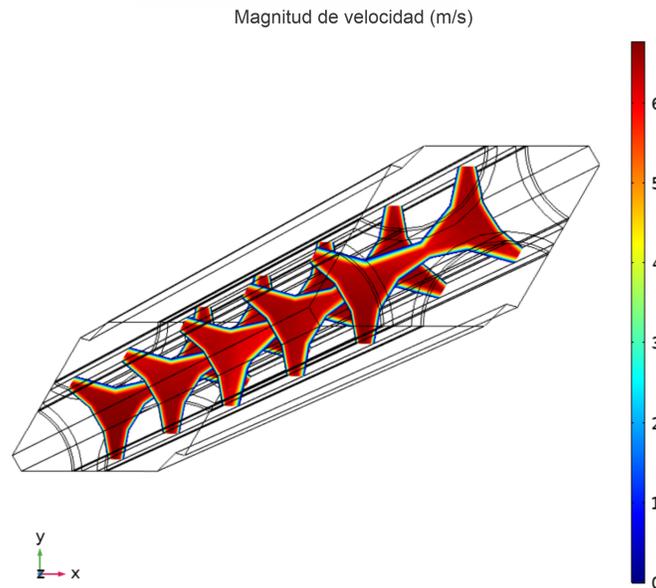
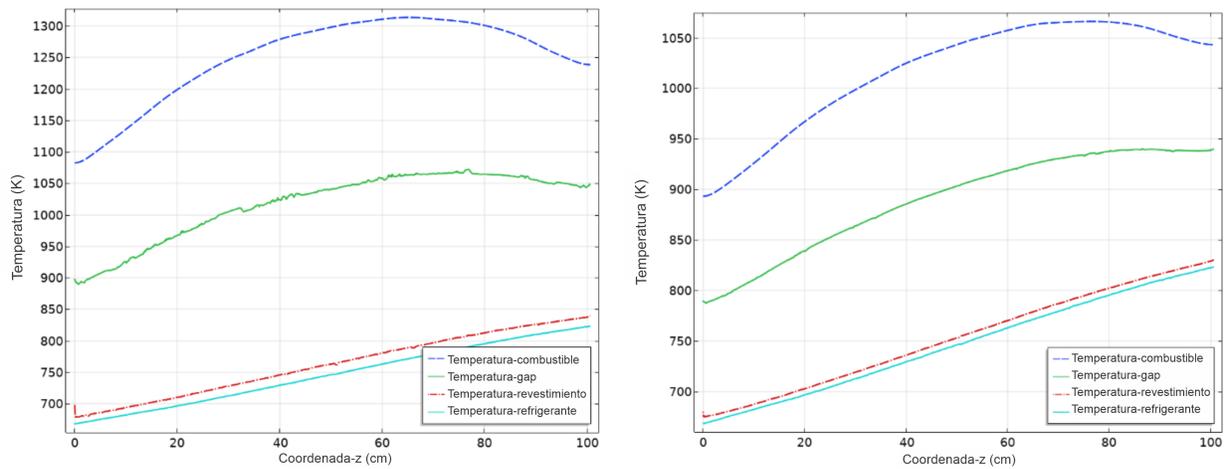


Figura 7.6: Campo de velocidad del refrigerante.

Por último, se presenta el perfil de temperatura para $1/3$ y $1/6$ de barra, donde se observa el efecto que tiene el perfil de potencia en la barra de combustible y las temperaturas máximas alcanzadas en cada una de las secciones.



(a) Perfil axial de temperatura $1/3$ de barra.

(b) Perfil axial de temperatura $1/6$ de barra.

Figura 7.7: Perfiles axiales de temperatura en estado estacionario.

Como se puede observar, la temperatura del gap presenta variaciones a lo largo del eje debido a los cambios que se presentan en la velocidad, a su vez reflejados en el coeficiente de transferencia de calor (Figura 7.7). Estas variaciones pueden tener una mejor apreciación en la Figura 7.8.

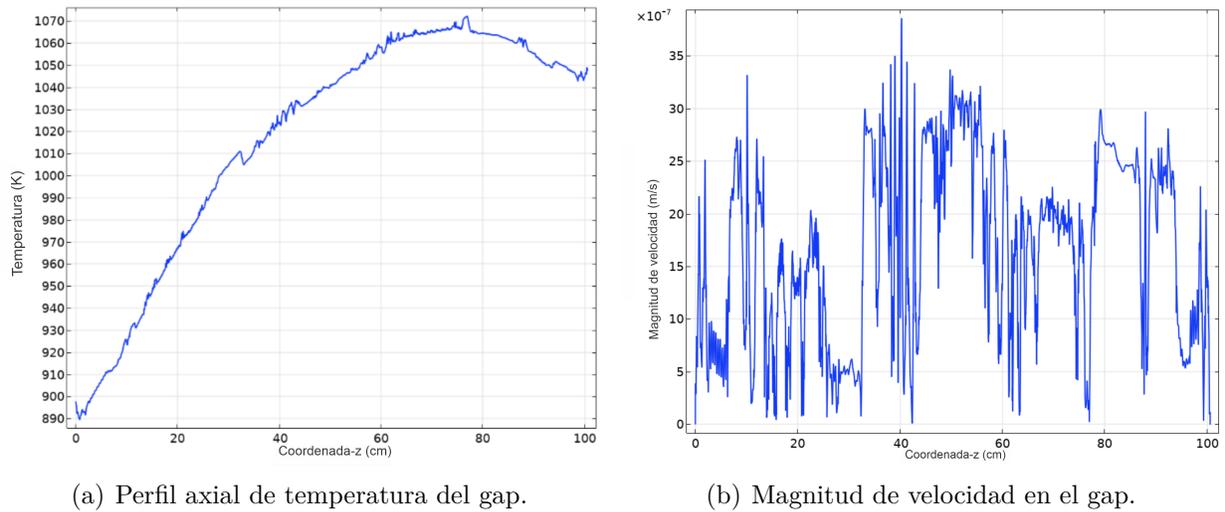


Figura 7.8: Efecto de convección libre en el gap.

Estas variaciones presentadas en el gap, se dan debido al modelo de convección natural desarrollado, este describe los cambios en la velocidad del helio debido a los cambios en la densidad del fluido, lo cual se puede observar de mejor manera en la Figura 7.8.

7.1.2. Comparativa entre modelos convectivos

Se desarrolló un modelo en el cual el coeficiente de transferencia de calor por convección no fue calculado, es decir se le dio un valor puntual que no depende de la temperatura, este tipo simplificación es común en la literatura y se debe al alto consumo de memoria de cálculo del modelo convectivo. A continuación, se presentan los campos de temperatura obtenidos en cada sección del ensamble combustible modelado.

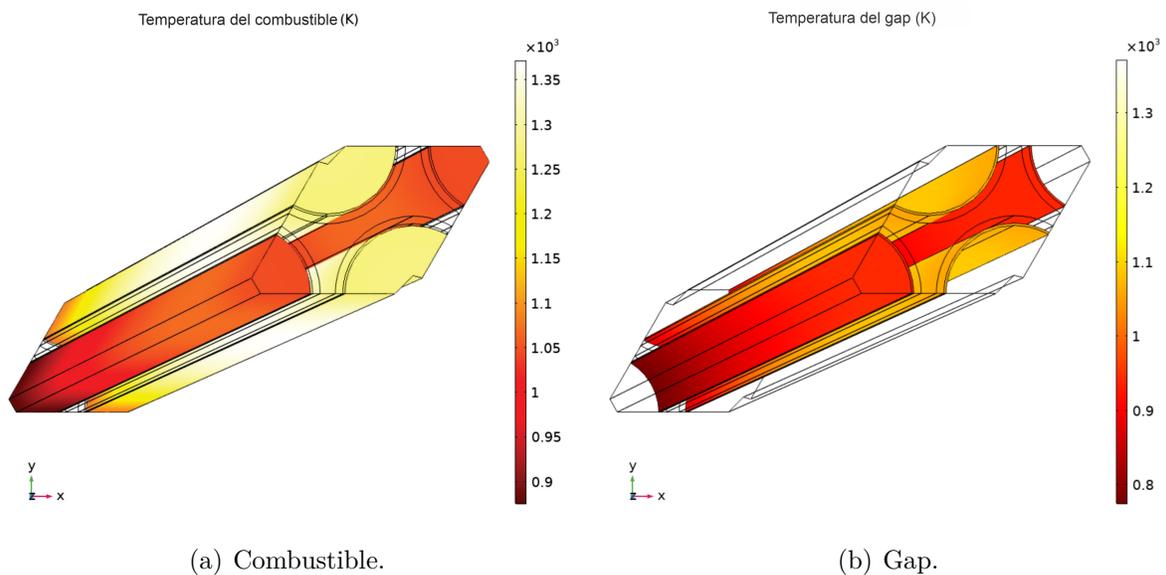


Figura 7.9: Campo de temperatura.

En la Figura 7.9. se observa el incremento de temperatura del modelo no convectivo respecto al convectivo, siendo la diferencia de temperatura promedio en el combustible de 45.36 K y en el clad de 13.83 K . Este incremento en la temperatura es debido a la resistencia de transferencia de calor ya que en el modelo no convectivo es menor.

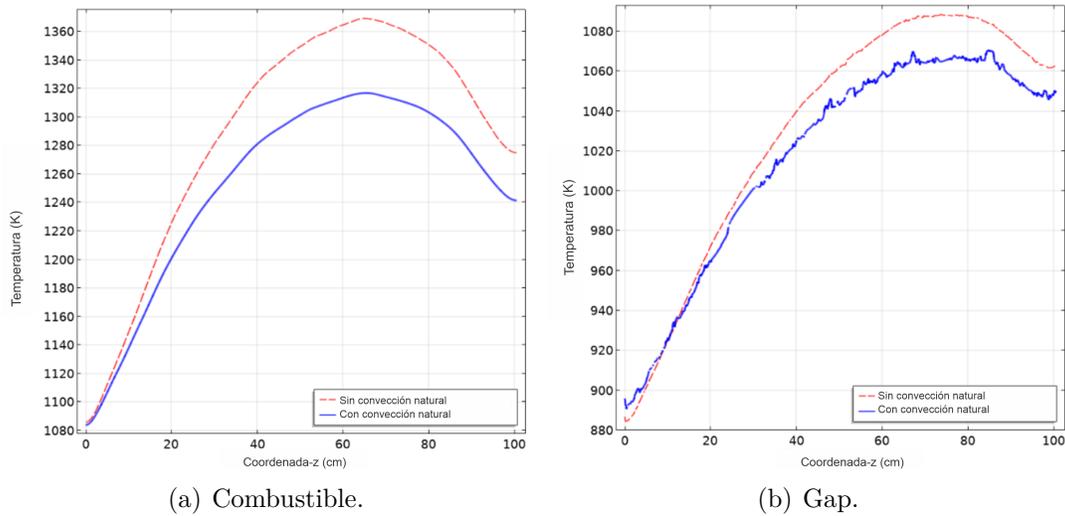


Figura 7.10: Perfil axial de temperatura.

En la Figura 7.10. se puede observar a mayor detalle la diferencia de temperatura entre ambos modelos al igual que la temperatura máxima y la diferencia entre ambos, también se observan los efectos de velocidad que se tienen sobre la temperatura en el gap del modelo convectivo. El máximo de temperatura es mayor en el modelo no convectivo.

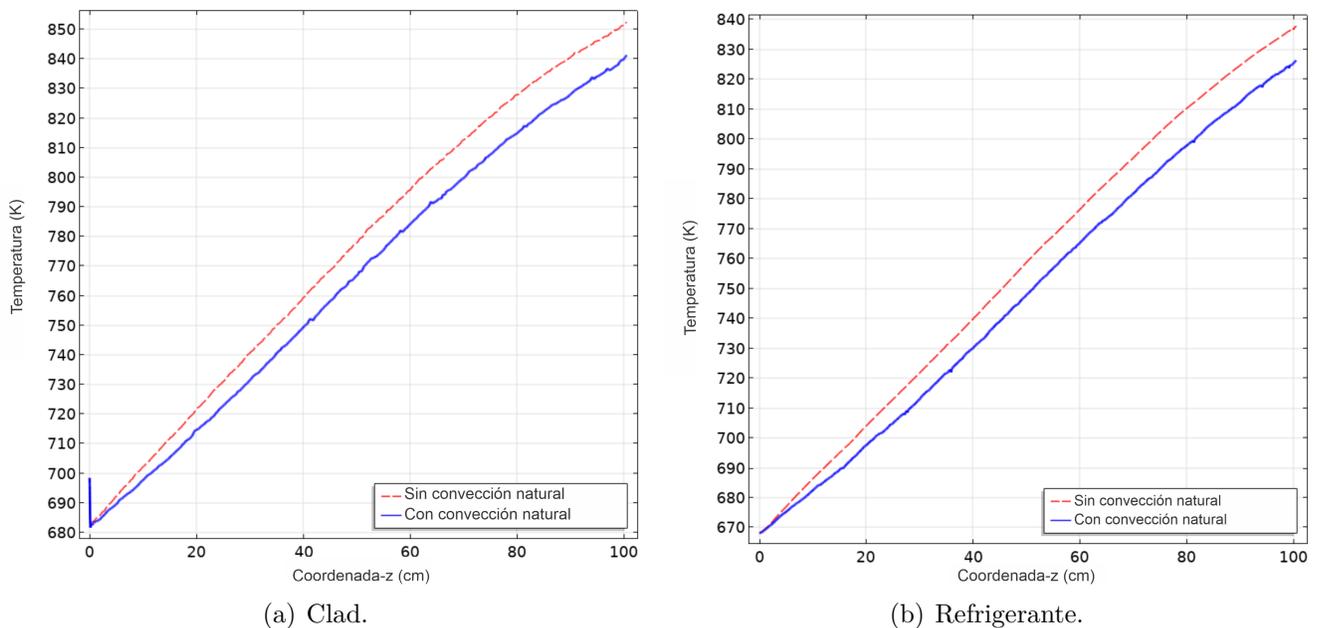


Figura 7.11: Perfil axial de temperatura.

En el Perfil axial de temperatura del revestimiento y refrigerante (Figura 7.11), se tiene una temperatura a la salida mayor que en el modelo convectivo, siendo esta diferencia de 10 K .

7.1.3. Modelo al 100 % de potencia

El segundo caso analizado es un subcanal centrado en el refrigerante donde las barras tienen la misma potencia, comenzando por el estado estacionario se presenta el campo de temperatura del combustible.

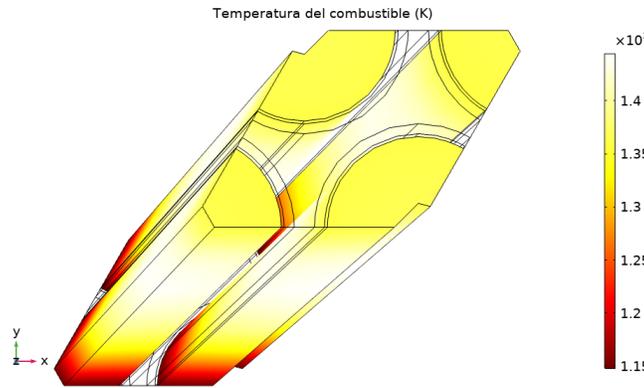


Figura 7.12: Campo de temperatura del combustible.

En la Figura 7.12 se observa un incremento en la temperatura del combustible debido a que ambas partes manejan la misma potencia a diferencia del primer caso presentado, la temperatura promedio alcanzada es de 1363.085 K .

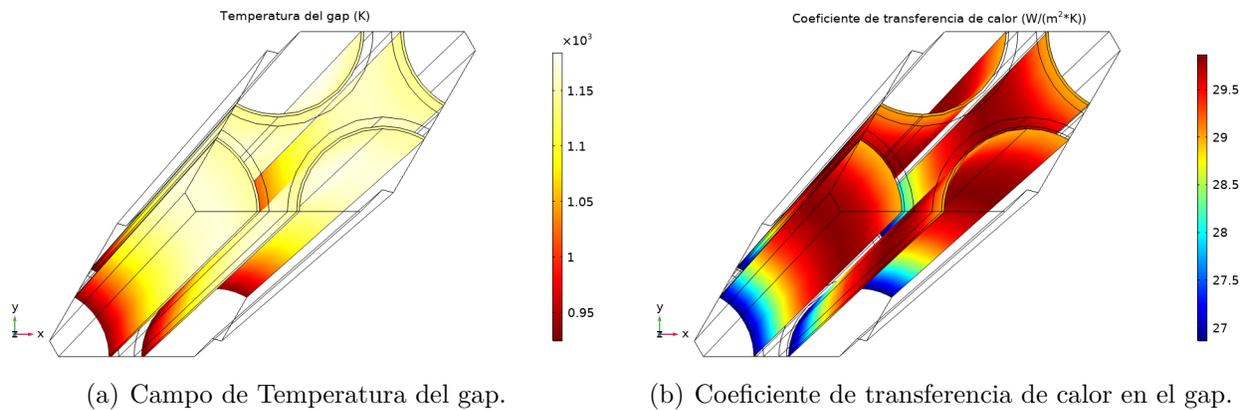


Figura 7.13: Campos obtenidos en el gap.

En la Figura 7.13 se presentan los campos de temperatura obtenidos para el gap, la temperatura promedio del gap es 1098.61 K mientras que el valor máximo del coeficiente de transferencia de calor por convección es 29.86 $W/m^2 \cdot K$ siendo ligeramente mayor que en el primer caso.

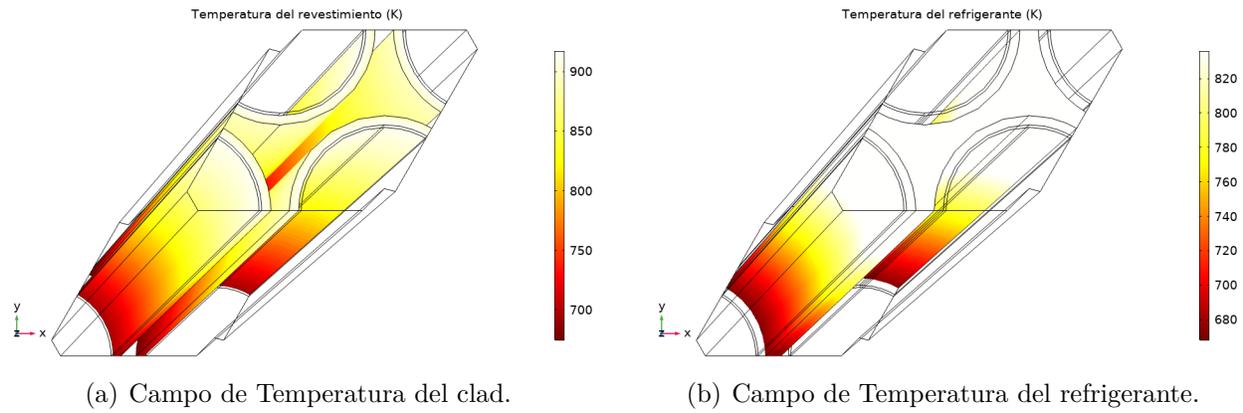


Figura 7.14: Campos de Temperatura en el revestimiento y refrigerante.

El revestimiento o clad presenta una temperatura promedio de 801.62 K mientras que para el fluido refrigerante es de 778.51 K y la temperatura a la salida del refrigerante es de 835.76 K estando 17 grados por encima del valor de diseño nominal, esto se puede observar de mejor manera en la Figura 7.14.

7.1.4. Comparativa entre el modelo desarrollado y modelo en diferencias finitas

Se comparó el modelo realizado en *Comsol Multiphysics* que resuelve las ecuaciones diferenciales en derivadas parciales en las tres coordenadas espaciales y una temporal a partir del método del elemento finito con el modelo de Pérez-Valseca et al. (2019), en el que se resuelve una coordenada espacial y una temporal para un canal promedio mediante el método de diferencias finitas, además no considera los efectos de convección natural en el gap.

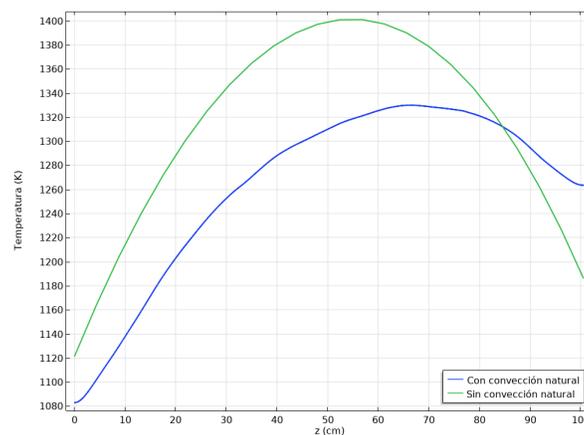


Figura 7.15: Temperatura axial promedio del combustible.

En la Figura 7.15 se observa la temperatura axial promedio del combustible, donde se aprecian las principales diferencias entre ambos modelos como la temperatura máxima alcanzada en el modelo con convección natural. El máximo es menor que el modelo de referencia, de igual manera

se aprecian la diferencia en los valores de la temperatura en la frontera, debido a que el modelo referencial solo se resuelve de manera radial, para diferentes nodos axiales, es decir no resuelve la ecuación diferencial en la coordenada espacial z , ocasionando esas diferencias.

Otra de las diferencias es que no presenta los efectos de la velocidad sobre la temperatura del gap (efecto de convección natural). En la Figura 7.16 se aprecian estas diferencias respecto a la zona del gap, el modelo convectivo presenta ligeras variaciones a lo largo del eje a diferencia del modelo referencial, además de presentar las diferencias presentes en la zona del combustible.

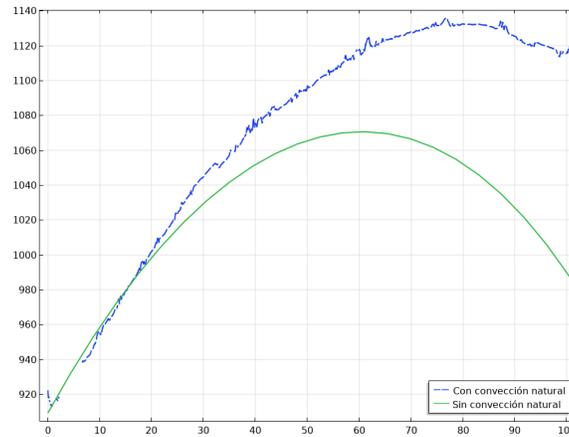
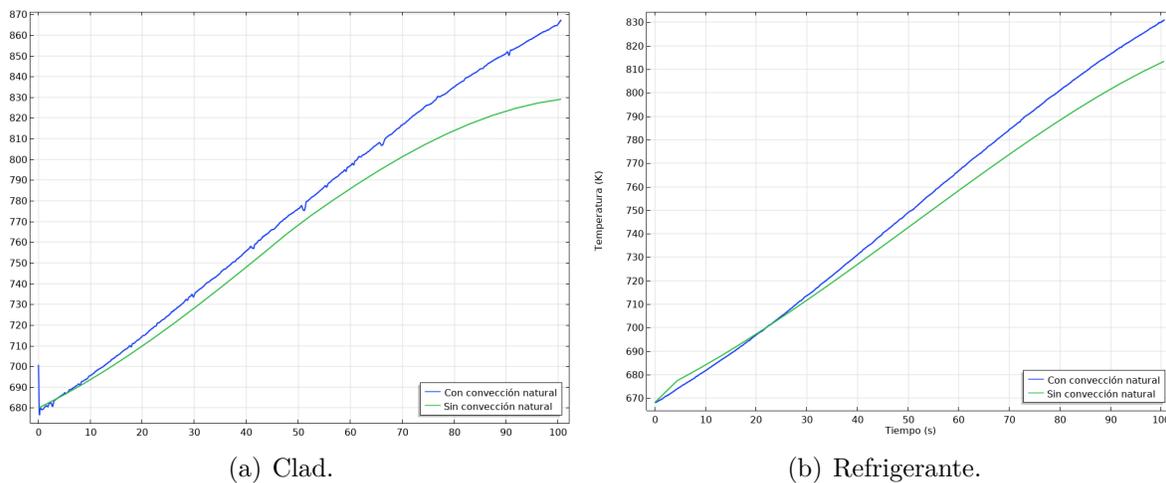


Figura 7.16: Temperatura axial promedio del gap.

Por último, se presentan las temperaturas axiales promedio para la zona del clad y del refrigerante en la Figura 7.17.



(a) Clad.

(b) Refrigerante.

Figura 7.17: Temperatura axial promedio.

En la zona del clad se observa que las condiciones a la frontera axiales son casi idénticas, debido a que se ve más el efecto del refrigerante sobre esta zona al ser la frontera y el refrigerante a diferencia de las demás zonas se resuelve de manera axial por lo que se tiene la misma condición a la frontera que en el modelo convectivo. La principal diferencia es la temperatura máxima alcanzada,

el modelo convectivo es mayor que el referencial, esto es debido a que éste considera todas las propiedades en función de la temperatura a diferencia del modelo referencial, y como se ve en la siguiente sección las propiedades termodinámicas tienen un papel fundamental en el modelado.

7.2. Evento de pérdida de refrigerante (Unprotected Loss-of-Flow, ULOF)

Un transitorio se define como un evento en una planta nuclear, el cual procede de un estado normal a un estado anormal (Moshkbar-Bakhshayesh and Ghofrani, 2013). Este evento es producido cuando existe una perturbación que genere un cambio en los parámetros de operación. Estos cambios pueden ser en la potencia, la reactividad, la presión o en el sistema primario o secundario de enfriamiento.

En esta tesis se simuló un evento de pérdida de refrigerante (ULOF, por sus siglas en inglés). El accidente se inicia debido a la falla de todas las bombas primarias sin activación de los sistemas de parada del reactor, suponiendo una pérdida del 90 % de flujo másico a la entrada del reactor en un lapso de 37 s (ver Figura 7.18), de acuerdo con el trabajo de Schikorr et al. (2015). El propósito de este evento es entender el comportamiento del sistema frente al apagado de las bombas, así como el efecto que se tiene sobre la densidad neutrónica y la temperatura, con la finalidad de proponer medidas correctivas para evitar una excursión de energía u otros problemas que se presenten durante el evento.

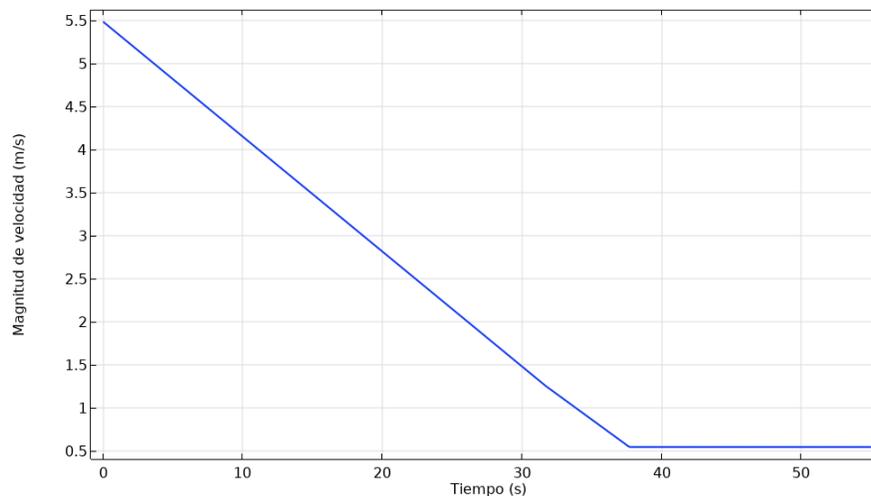


Figura 7.18: Velocidad durante el ULOF.

Se puede observar el cambio de la velocidad en rampa y que a partir de los 37s se mantiene constante y que por un corto periodo de tiempo mantiene solo el 10 % de refrigerante ya que la temperatura del refrigerante se incrementa llegando a su punto de ebullición (ver Figura 7.22). Se presentan gráficas de la densidad neutrónica, reactividad total, efecto Doppler, expansión del combustible, clad, refrigerante, campos de velocidad y temperatura para cada una de las secciones. En la Figura 7.19 se observan los cambios en la densidad neutrónica debido a la pérdida de refrigerante.

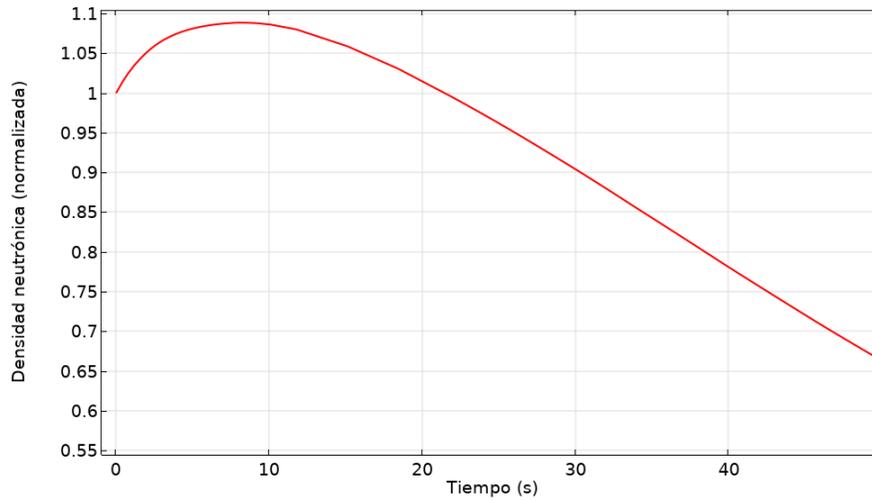


Figura 7.19: Densidad neutrónica.

Al inicio del transitorio de pérdida de refrigerante, se observa que la densidad neutrónica comienza a aumentar debido a la reactividad positiva de densidad del refrigerante, las aportaciones negativas debido al efecto Doppler y expansión del combustible no son lo suficiente grandes para disminuirla. Se observa que la densidad neutrónica tiende a disminuir debido a los escapes de neutrones al tener menor flujo de refrigerante el escape es mayor. En la Figura 7.20 se presentan las reactividades del sistema.

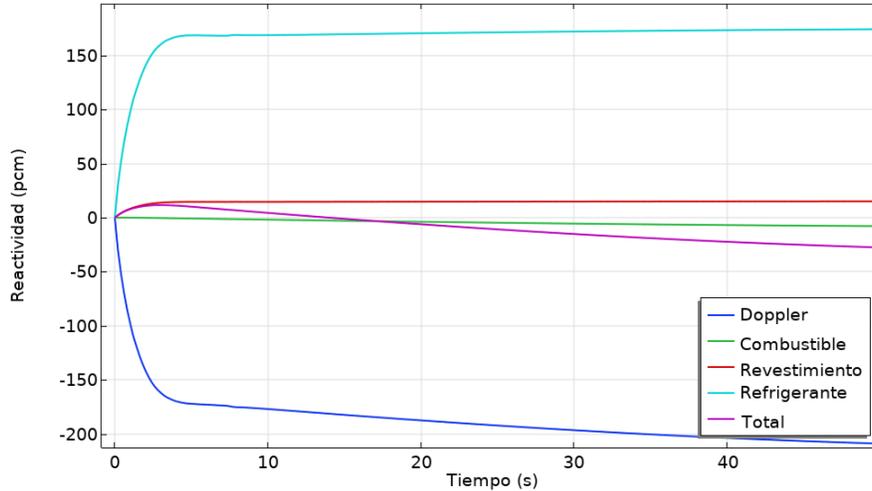


Figura 7.20: Reactividades.

Al inicio del transitorio la reactividad positiva predomina el evento debido a las contribuciones del refrigerante y el revestimiento, conforme pasa el tiempo los efectos son anulados por la reactividad Doppler y del combustible haciendo que disminuya la densidad neutrónica.

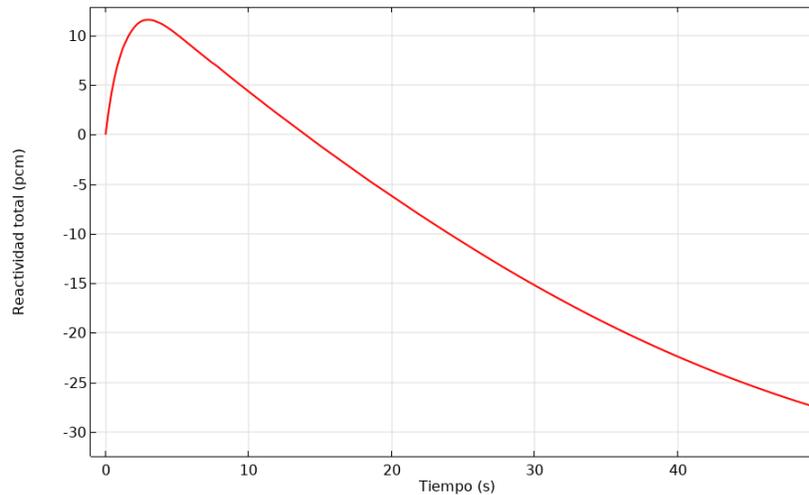


Figura 7.21: Reactividad total

En la Figura 7.21 se presenta la reactividad total, en ella es más claro ver el efecto de la reactividad total sobre la densidad neutrónica, a partir de los 12 segundos las contribuciones negativas de la reactividad son mayores, siendo el efecto Doppler la mayor contribución, lo que lleva a la disminución de la densidad neutrónica. Estos fenómenos están relacionados con la disminución del refrigerante, ya que la temperatura del combustible comienza a crecer y por ende la reactividad asociada a ésta aumenta de manera negativa.

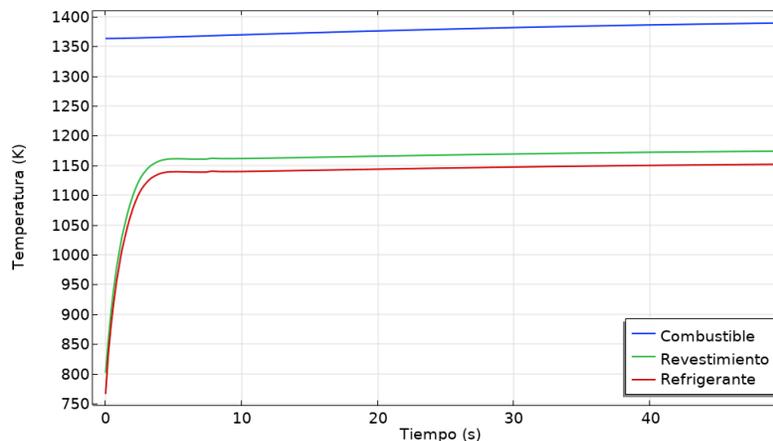


Figura 7.22: Temperatura promedio.

Por último, se presenta el cambio de la temperatura debido a la pérdida de refrigerante obtenidas en el transitorio, se observa que la temperatura del refrigerante alcanza el punto de ebullición, que es $1150K$, pasados los $30s$, ésta solo se alcanza en la parte superior del reactor al ser la salida del fluido refrigerante. De seguir así el evento, la ebullición podría extenderse hacia el centro del reactor, lo que podría llevar a una excursión de energía debido a la reactividad positiva del refrigerante. Esto podría prevenirse disminuyendo la densidad neutrónica con la inserción de más reactividad negativa, ya sea preasegurando retroalimentación interna adicional, por dispositivos adicionales de apagado, aumentando el flujo másico a la entrada por medio de bombas adicionales o asegurando un nivel alto de velocidad por efectos de convección natural.

7.3. Análisis transitorio de excursión de potencia (Unprotected Transient of Over Power, UTOP)

Para el UTOP se postuló la inserción de reactividad positiva lineal de 18 pcm durante los primeros 15 segundos del transitorio, el propósito de este evento es obtener el pico máximo de potencia y el tiempo en el que se estabiliza el sistema. En la Figura 7.23 se presenta la densidad neutrónica obtenida durante el UTOP.

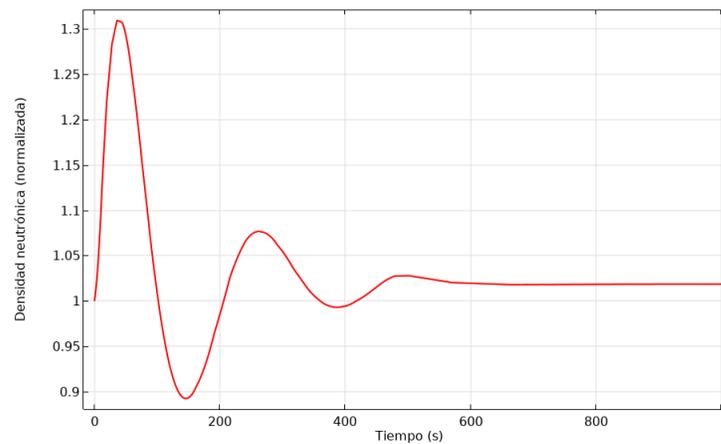


Figura 7.23: Temperatura promedio.

El pico máximo de potencia se alcanza a los 36 segundos llegando al 130 % de potencia. El sistema alcanza su estabilidad a partir de los 600, segundos alcanzando un nuevo estado estacionario; las variaciones en la densidad neutrónica son debido al cambio tan abrupto que se hizo al insertar reactividad positiva. El sistema compensa ese aumento en la reactividad a partir de la reactividad Doppler, expansión del combustible, expansión del revestimiento y expansión del sodio.

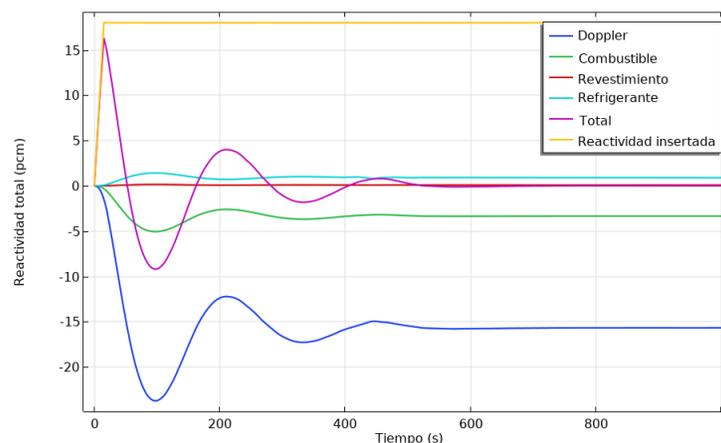


Figura 7.24: Cambio en la reactividad en el análisis UTOP.

En la figura 7.24 se observa el cambio en la reactividad debido a la inserción de reactividad positiva y cómo el sistema compensa este cambio, las principales contribuciones que compensan la perturbación son la reactividad Doppler y la reactividad por expansión del combustible, se mantienen

oscilando hasta que finalmente llega a cero al transcurrir 600 segundos que es el tiempo para el que se vuelve estable el sistema; esto se puede apreciar mejor en la Figura 7.25.

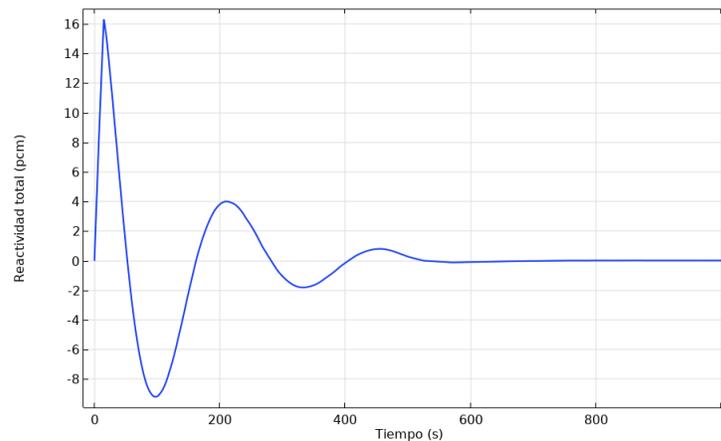
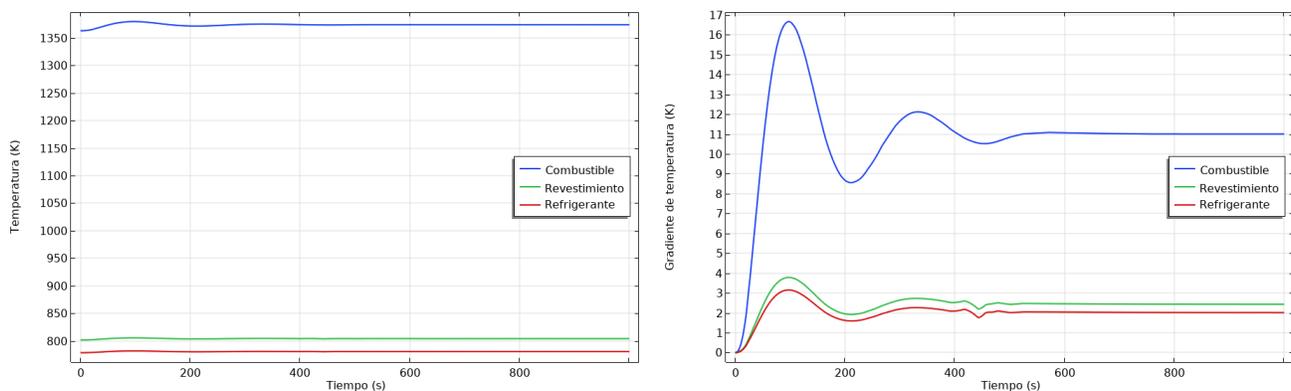


Figura 7.25: Cambio en la reactividad total en el análisis UTOP.

Por otra parte, se observa la inserción de reactividad positiva de manera lineal (rampa) hasta llegar a los 15 segundos, este punto es el pico de reactividad que desencadena el pico de potencia y la inestabilidad del sistema.



(a) Temperaturas alcanzadas durante el UTOP.

(b) Gradiente de temperatura.

Figura 7.26: Cambios en la temperatura debido al UTOP.

Por último, en la Figura 7.26 se presentan los cambios en la temperatura durante el UTOP. El gradiente de temperatura indica que el aumento en la temperatura del combustible es 16.66 K , en el revestimiento es 3.8 K y para el fluido refrigerante es 3.15 K . Estos incrementos en la temperatura son favorables para el sistema, ya que al aumentar la temperatura del combustible la reactividad Doppler y de expansión del combustible actúan de manera negativa llevando a una estabilidad del sistema.

El propósito de esta tesis de maestría es incursionar en el modelado matemático del Reactor Rápido Europeo Enfriado con Sodio.

Se describió y analizó el núcleo del reactor ESFR de $3600 MW_{th}$, el cual se caracterizó mediante tres procesos:

- Procesos de transferencia de calor y cantidad de movimiento.
- Procesos neutrónicos de cinética puntual.
- Acoplamiento multifísico.

Cada uno de ellos se modeló de manera independiente y se identificaron las variables de interacción para estos procesos.

El modelado de transferencia de calor y cantidad de movimiento es tridimensional y dependiente del tiempo a excepción de la cinética neutrónica que es un modelo puntual.

Los principales resultados a destacar a manera de conclusión son:

1. Se realizaron experimentos numéricos en estado estacionario; el primer caso con diferencia en la potencia de las barras de combustible del modelo del subcanal analizado: dos barras con 80 % de potencia y dos barras con 100 %, y el segundo caso con todas las barras al 100 % de potencia. Se obtuvieron resultados de temperatura dentro de los márgenes establecidos para el reactor ESFR. Estas temperaturas son importantes para la seguridad y funcionamiento del reactor y se comienza con los resultados obtenidos para el primer caso.

- La temperatura promedio del combustible obtenida fue $1250.88 K$ para $1/3$ de barra y $1017.62 K$ para $1/6$, éstos se encuentran por debajo del límite nominal de $1500 K$.
- La temperatura promedio del encamisado obtenida fue $745.60 K$, que se encuentra en el límite nominal del reactor de $745 K$.
- La temperatura promedio a la salida del refrigerante fue $810.65 K$, la cual se encuentra $8.5 K$ por debajo del valor nominal de $818.15 K$.

- El valor promedio del coeficiente de transferencia de calor por convección natural en el gap fue de $28.5 \text{ W/m}^2 * K$, este valor es bajo debido a las bajas velocidades que produce el efecto de convección natural sobre el helio.

Para el segundo caso se obtuvieron los siguientes resultados:

- La temperatura promedio del combustible obtenida fue 1363.085 K , que se encuentran por debajo del límite nominal de 1500 K .
- La temperatura promedio a la salida del refrigerante fue 835.67 K , la cual se encuentra 18.52 K por encima del valor nominal de 818.15 K .
- El valor promedio del coeficiente de transferencia de calor por convección natural en el gap fue de $29.86 \text{ W/m}^2 * K$, este valor es bajo debido a las bajas velocidades que produce el efecto de convección natural sobre el helio, es mayor en comparación al primer caso debido al incremento en la temperatura.

Los resultados presentados para ambos casos en estado estacionario se encuentran dentro del margen nominal, dichos resultados se esperaban ya que no hay ninguna perturbación en el núcleo del reactor, por lo que se puede verificar que el modelo de transferencia de calor y cantidad de movimiento describe bien los fenómenos dentro del reactor, además se observa que el coeficiente de transferencia de calor por convección natural no presenta grandes cambios frente a cambios drásticos en la temperatura por lo que se podría considerar un modelo en el que el coeficiente no dependa de la temperatura.

Se analizó un evento de pérdida de refrigerante con la reducción del 90 % de flujo másico a la entrada del reactor en un lapso de $37s$ debido al parado de las bombas primarias, se obtuvo un comportamiento distinto al trabajo de Schikorr et al. (2015), ya que sólo se tomó en cuenta la aportación de cuatro componentes de la reactividad y en la referencia se toman en cuenta más aportaciones a la reactividad debido a barras de control y quemado, por lo tanto sería interesante modelar el subcanal con estas aportaciones. Además, se observó que la densidad neutrónica comienza a disminuir a partir de los 10 segundos y la temperatura del refrigerante alcanzó su punto de ebullición pasando los 40 segundos, lo que podría implicar un problema si llega al centro del reactor. Dicho problema debe de mitigarse con la inserción de reactividad negativa y aumento de flujo másico a la entrada del reactor por medio de bombas secundarias, con lo que se reduciría la densidad neutrónica y el sistema volvería a ser estable. En esta tesis no se desarrolló un modelo de ebullición por lo que no fue posible abordar las propuestas de mitigación.

Por último, se analizó un transitorio UTOP, donde se insertó reactividad positiva lineal en una función rampa. A partir de este evento, fue posible comprender los cambios que ocurren en el reactor, siendo estos los principales resultados: la potencia máxima se alcanzó a los 36 segundos, llegando al 130 % posteriormente, el sistema encontró nuevamente su estabilidad a los 600 segundos, es decir, el punto en que la reactividad se vuelve cero.

Recomendaciones o Perspectivas

Con base en los resultados obtenidos en este trabajo, se proponen las siguientes recomendaciones:

- Realizar un modelo para un subensamble de combustible.
- Desarrollar un modelo para la ebullición del refrigerante.
- Simular las propuestas hechas sobre la mitigación en la temperatura del refrigerante para el último caso analizado, así como otras perturbaciones dentro del reactor.
- Implementar un modelo de difusión de neutrones multigrupo para el análisis del reactor.
- Realizar un análisis de incertidumbre en estado estacionario y transitorio.

- Emmanuel Ampomah-Amoako, Edward HK Akaho, Benjamin JB Nyarko, and Walter Ambrosini. Cfd analysis of the dynamic behaviour of a fuel rod subchannel in a supercritical water reactor with point kinetics. *Annals of Nuclear Energy*, 59:211–223, 2013.
- Neil E Basehore, KL y Todreas. Superenergy-2: a multiassembly, steady-state computer code for lmfbr core thermal-hydraulic analysis. Technical report, Battelle Pacific Northwest Labs., Richland, WA (USA), 1980.
- R.Biron Bird, Warren E. Stewart, and Edwin N. Lightfoot. *Transport phenomena, second edition*. 2012. ISBN 978-0-470-11539-8.
- David Blanchet, Laurent Buiron, Stauff Nicolas, Taek Kyum Kim, and Temitope Taiwo. AEN - WPRS Sodium Fast Reactor Core Definitions (version 1.2). 2011. URL <https://www.oecd-nea.org/science/wprs/sfr-taskforce/WPRS-AEN-SFR-Cores-V1.2.pdf>.
- Juan J. Carbajo, Gradyon L. Yoder, Sergey G. Popov, and Victor K. Ivanov. A review of the thermophysical properties of MOX and UO₂ fuels. *Journal of Nuclear Materials*, 2001. ISSN 00223115. doi: 10.1016/S0022-3115(01)00692-4.
- Gilberto Espinosa-Paredes and Rodolfo Vázquez Rodríguez. *Física de reactores nucleares I: Un enfoque conceptual*. OmniaScience, 2016.
- TH Fanning and R Hu. Coupling the system analysis module with sas4a/sassys-1. Technical report, Argonne National Lab.(ANL), Argonne, IL (United States), 2016.
- GIF (Generation IV International Forum). Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. *Gen IV International Forum*, 2014.
- GIF (Generation IV International Forum). GIF Portal - Home - Public, 2020. URL https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9261/home.
- Samuel Glasstone and Alexander Sesonske. *Nuclear Reactor Engineering*. 1994. doi: 10.1007/978-1-4615-2083-2.
- International Atomic Energy Agency. Nuclear Power Reactors in the World. *Reference Data Series*, 2020.
- International Energy Agency (IEA). Global Energy and CO₂ Status Report. *Oecd-Iea*, 2019.

- A. Iserles and G. D. Smith. Numerical Solution of Partial Differential Equations: Finite Difference Methods. *The Mathematical Gazette*, 1986. ISSN 00255572. doi: 10.2307/3616228.
- John T. Katsikadelis. *The Boundary Element Method for Plate Analysis*. 2014. ISBN 9780124167445. doi: 10.1016/C2013-0-00563-4.
- Won-Seok Kim, Young-Gyun Kim, and Young-Jin Kim. A subchannel analysis code *matra-lmr* for wire wrapped lmr subassembly. *Annals of Nuclear Energy*, 29(3):303–321, 2002.
- RT Lahey. *Boiling heat transfer: modern developments and advances*. Elsevier, 2013.
- Jaakko Leppänen, Maria Pusa, Tuomas Viitanen, Ville Valtavirta, and Toni Kaltiaisenaho. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 2015. ISSN 18732100. doi: 10.1016/j.anucene.2014.08.024.
- Khalil Moshkbar-Bakhshayesh and Mohammad B Ghofrani. Transient identification in nuclear power plants: A review. *Progress in Nuclear Energy*, 67:23–32, 2013.
- COMSOL Multiphysics. Introduction to comsol multiphysics®. *COMSOL Multiphysics, Burlington, MA, accessed Feb, 9:2018*, 1998.
- Alejandría D. Pérez-Valseca, Sergio Quezada-García, Armando M. Gómez-Torres, Alejandro Vázquez-Rodríguez, and Gilberto Espinosa-Paredes. Reactor behavior comparisons for two liquid metal-cooled fast reactors during an event of loss of coolant. *Case Studies in Thermal Engineering*, 2019. ISSN 2214157X. doi: 10.1016/j.csite.2019.100556.
- Anthony Pollman. *Experimental validation of TRAC-RELAP advanced computational engine (TRACE) for simplified, integral, rapid-condensation-driven transient*. PhD thesis, 2011.
- Andrés Rodríguez Hernández, Armando Miguel Gómez Torres, and Edmundo del Valle Gallegos. HPC implementation in the time-dependent neutron diffusion code AZKIND. *Annals of Nuclear Energy*, 2017. ISSN 18732100. doi: 10.1016/j.anucene.2016.08.019.
- M Schikorr, E Bubelis, B Carlucci, and J Champigny. Assessment of sfr reactor safety issues. part i: Analysis of the unprotected ulof, ulohs and utop transients for the sfr (v2b-st) reactor design and assessment of the efficiency of a passive safety system for prevention of severe accidents. *Nuclear Engineering and Design*, 285:249–262, 2015.
- SENER. PRODESEN 2018 - 2032 (Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional). Technical report, 2018.
- Pavel Šolín. *Partial Differential Equations and the Finite Element Method*. 2005. ISBN 9780471764106. doi: 10.1002/0471764108.
- CW Stewart, CL Wheeler, RJ Cena, CA McMonagle, JM Cuta, and DS Trent. Cobra-iv: The model and the method. Technical report, Pacific Northwest Lab., Richland, WA (USA), 1977.
- James Stewart. *Cálculo de Varias Variables Trascendentes Tempranas*. 2012. ISBN 0-495-011172-X.
- RL Sun, DL Zhang, Y Liang, MJ Wang, WX Tian, SZ Qiu, and GH Su. Development of a subchannel analysis code for sfr wire-wrapped fuel assemblies. *Progress in Nuclear Energy*, 104: 327–341, 2018.

- Neil E. Todreas and Mujid S. Kazimi. *Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals*. Hemisphere Publishing Co., New York, 1990. ISBN 0891169350.
- H.K: Versteeg, W. Malalasekera, Gianni Orsi, Joel H. Ferziger, Anil W Date, and John D Anderson. *An Introduction to Computational Fluid Dynamics - The Finite Volume Method*. 1995. ISBN 9783540594345.
- Alan E. Waltar, Donald R. Todd, and Pavel V. Tsvetkov. *Fast spectrum reactors*. 2012. ISBN 9781441995728. doi: 10.1007/978-1-4419-9572-8.
- WNA. Nuclear Power in Mexico - World Nuclear Association, 2020. URL <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/mexico.aspx>.