



UNIVERSITAT
POLITÈCNICA
DE VALÈNCIA



UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE VALÈNCIA

Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial

Estudio de criticidad de un reactor nuclear modular
pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de
Monte Carlo Serpent.

Trabajo Fin de Grado

Grado en Ingeniería en Tecnologías Industriales

AUTOR/A: Rodrigo Suárez, Francisco

Tutor/a: Miró Herrero, Rafael

Cotutor/a: Barrachina Celda, Teresa María

CURSO ACADÉMICO: 2023/2024

AGRADECIMIENTOS

A mi familia, en especial a mis padres, por haberme apoyado y confiado en mí en todo momento.

Y a mi tutor, Rafa Miró, por haberme dado la oportunidad de realizar este proyecto, del que he aprendido y disfrutado mucho.

RESUMEN

Este Trabajo de Fin de grado se enfoca en el estudio de la Criticidad de un pequeño reactor nuclear modular (SMR) de la empresa NuScale Power, que utiliza un diseño de un Reactor de Agua a Presión (*Pressurized Water Reactor*, PWR) con una configuración de 17x17 varillas de combustible.

El objetivo que se persigue con la realización de este trabajo es obtener la concentración de boro necesaria en el moderador para que el coeficiente de multiplicación efectiva (k_{eff}) sea igual a la unidad, tanto en el ciclo inicial como para todo el ciclo de quemado, que es de dos años. De esta manera, se puede asegurar un comportamiento seguro y eficaz del reactor.

El boro, en su isótopo B-10, es un elemento que tiene una alta sección transversal para la captura de neutrones térmicos, lo que lo hace muy eficaz en la absorción de neutrones. Se introduce en el moderador para controlar la reactividad, de manera que haya una reacción en cadena estable.

Para la realización del trabajo se emplea Serpent, un software de simulación de Monte Carlo para el transporte de partículas de energía continua, con el fin de simular el comportamiento del reactor y obtener los resultados.

En este proyecto, además de la concentración de boro, se obtienen parámetros como el flujo neutrónico o los productos de fisión y actínidos más relevantes, que en este caso son aquellos que afectan a la reactividad.

Palabras Clave: Serpent; Monte Carlo; NuScale; Quemado; PWR; Boro.

RESUM

Aquest Treball de Fi de Grau se centra en l'estudi de la Criticitat d'un petit reactor nuclear modular (SMR) de l'empresa NuScale Power, que utilitza un disseny d'un Reactor d'Aigua a Pressió (*Pressurized Water Reactor*, PWR) amb una configuració de 17x17 varetes de combustible.

L'objectiu que es persegueix amb la realització d'aquest treball és obtenir la concentració de bor necessària en el moderador perquè el coeficient de multiplicació efectiva (k_{eff}) siga igual a la unitat tant en el cicle inicial com per a tot el cicle de cremat, que és de dos anys. D'aquesta manera, es pot assegurar un comportament segur i eficaç del reactor.

El bor, en el seu isòtop B-10, és un element que té una alta secció transversal per a la captura de neutrons tèrmics, la qual cosa el fa molt eficaç en l'absorció de neutrons. S'introdueix en el moderador per controlar la reactivitat, de manera que hi haja una reacció en cadena estable.

Per a la realització del treball s'empra Serpent, un programari de simulació de Monte Carlo per al transport de partícules d'energia contínua, amb la finalitat de simular el comportament del reactor i obtenir els resultats.

En aquest projecte, a més de la concentració de bor, s'obtenen paràmetres com el flux neutrònic o els productes de fissió i actínids més rellevants, que en aquest cas són aquells que afecten la reactivitat.

Paraules clau: Serpent; Monte Carlo; NuScale; Cremat; PWR; Bor.

ABSTRACT

This Bachelor's Thesis focuses on the study of the Criticality of a small modular nuclear reactor (SMR) from NuScale Power, which utilizes a Pressurized Water Reactor (PWR) design with a 17x17 fuel rod configuration.

The objective of this work is to determine the necessary boron concentration in the moderator so that the effective multiplication factor (k_{eff}) equals unity both at the initial cycle and throughout the entire two-year burnup cycle. This ensures the reactor operates safely and efficiently.

Boron, specifically the B-10 isotope, is an element with a high cross-section for capturing thermal neutrons, making it highly effective at absorbing neutrons. It is introduced into the moderator to control reactivity, ensuring a stable chain reaction.

For this study, the Serpent software, a Monte Carlo simulation tool for continuous energy particle transport, is used to simulate the reactor's behavior and obtain results.

In this project, besides the boron concentration, other parameters such as neutron flux and the most relevant fission products and actinides, which affect reactivity, are also determined.

Keywords: Serpent; Monte Carlo; NuScale; Burnup; PWR; Boron.

RESUMEN EJECUTIVO

CONCEPTO	¿Cumple? (S/N)	¿Dónde? (páginas)
1. IDENTIFICAR:		
1.1. Planteamiento del problema y oportunidad	Sí	1-4 y 33
1.2. Restricciones (normas, códigos, necesidades, requisitos y especificaciones)	Sí	1-4
1.3. Establecimiento de objetivos	Sí	1
2. FORMULAR:		
2.1. Generación de soluciones creativas (análisis)	Sí	34-43
2.2. Evaluación de múltiples soluciones y toma de decisiones (síntesis)	Sí	44-56
3. RESOLVER:		
3.1. Cumplimiento de objetivos	Sí	58
3.2. Impacto global y alcance (contribuciones y recomendaciones prácticas)	Sí	58

ÍNDICE

I. MEMORIA

1. INTRODUCCIÓN	1
1.1. Objetivos del trabajo	1
1.2. Motivación y justificación	1
1.3. Estructura	3
1.4. Relación del Trabajo de Fin de Grado con los ODS.....	4
2. CONTEXTO ENERGÉTICO Y FUNDAMENTOS TEÓRICOS	6
2.1. Introducción	6
2.2. Situación actual	6
2.2.1. Marco nacional.....	6
2.2.2. Marco internacional.....	7
2.2.3. Mercado de los reactores modulares pequeños (SMR).....	8
2.3. Fundamentos teóricos	9
2.3.1. La fisión nuclear	9
2.3.2. Funcionamiento general de un reactor nuclear	9
2.3.3. Los reactores nucleares modulares pequeños (SMR)	10
2.3.4. Concepto de Criticidad de un reactor	11
2.3.5. Factores que afectan a la Criticidad de un reactor.....	11
2.3.6. Transporte neutrónico	12
2.3.7. Comportamiento de los neutrones en el reactor	13
2.3.8. Quemado de un reactor.....	13
3. MÉTODO Y HERRAMIENTAS PARA EL ANÁLISIS DE CRITICIDAD	15
3.1. Introducción	15
3.2. Método de Monte Carlo.....	15
3.3. Serpent.....	16
3.4. Linux y clúster Quasar	17
4. DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL Y DEL REACTOR DE NUSCALE.....	19
4.1. Introducción	19
4.2. Visión general de la central de NuScale.....	19
4.2.1. Edificio del reactor	20
4.2.2. Edificio de control.....	20
4.2.3. Edificio de Residuos Radiactivos	20

4.2.4. Otros Edificios	21
4.3. Descripción de la instalación	22
4.3.1. Circuito primario	23
4.3.2. Circuito secundario	23
4.3.3. Circuito terciario	24
4.4. Introducción al reactor	24
4.5. Características y diseño del reactor	25
4.5.1. Combustible del reactor de NuScale	25
4.5.2. Elemento de combustible	25
4.5.3. Núcleo	27
4.6. Características de seguridad del reactor de nuscale	30
5. ANÁLISIS DE CRITICIDAD	33
5.1. Planteamiento del problema: simulación del reactor	33
5.2. Desarrollo del código para el ciclo inicial	33
5.2.1. Definición de materiales	34
5.2.2. Definición de la geometría del reactor	36
5.2.3. Comandos para la ejecución del código	39
5.3. Desarrollo del código para el quemado	40
5.4. Ejecución del código	42
6. ANÁLISIS DE RESULTADOS	44
6.1 Introducción	44
6.2. Geometría del reactor	44
6.3. Concentración de boro y coeficiente de multiplicación efectiva	45
6.4. Flujo neutrónico	48
6.5. Productos de fisión y actínidos	54
7. CONCLUSIONES Y LÍNEAS FUTURAS	58

II. PRESUPUESTO

1. PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN DEL MATERIAL	66
2. PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN POR CONTRATA	68
3. PRESUPUESTO TOTAL	68

III. ANEXOS

ANEXO I: FICHERO DE ENTRADA	70
-----------------------------------	----

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Producción de electricidad según fuente en España.....	7
Figura 2. Participación de la producción de electricidad por fuente en el mundo	8
Figura 3. La fisión nuclear	9
Figura 4. Visión general de la central	20
Figura 5. Esquema de funcionamiento de la central	23
Figura 6. Esquema de una central PWR tradicional	24
Figura 7. Esquema de una varilla de combustible.....	25
Figura 8. Vista en planta de un elemento de combustible	27
Figura 9. Vista en alzado de un elemento de combustible.....	27
Figura 10. Disposición de los elementos de combustible	28
Figura 11. Núcleo del reactor dentro de la vasija de presión	29
Figura 12. Vasija de presión del reactor.....	31
Figura 13. Edificio del reactor, donde se observa el módulo parcialmente sumergido	32
Figura 14. Definición del material de un módulo de combustible.....	34
Figura 15. Definición del material de un módulo de combustible con gadolinio	35
Figura 16. Definición del moderador (agua y boro).....	35
Figura 17. Definición de la geometría del reactor (parte 1)	36
Figura 18. Definición de la geometría del reactor (parte 2)	37
Figura 19. Disposición de los elementos de combustible	37
Figura 20. Definición de las superficies de cada módulo de combustible y del tubo guía. 38	
Figura 21. Definición de un elemento de combustible	39
Figura 22. Ciclos y número de neutrones por ciclo	40
Figura 23. Orden para iterar cantidad de boro.....	40
Figura 24. Detectores de dos matrices para obtener el flujo neutrónico	40
Figura 25. Quemado en un material de combustible	41
Figura 26. Parámetros para la orden de quemado.	41
Figura 27. Pasos de quemado.	42
Figura 28. Interfaz WinSCP.....	42

Figura 29. Interfaz MobaXterm.....	43
Figura 30. Vista en planta y corte axial del reactor	44
Figura 31. Concentración de boro con el quemado	46
Figura 32. Comparativa de k_{eff}	48
Figura 33. Disposición de los elementos de combustible.	49
Figura 34. Flujo neutrónico por elementos en el ciclo inicial.....	49
Figura 35. Flujo neutrónico por elementos tras un año de quemado	50
Figura 36. Flujo neutrónico por elementos tras dos años de quemado	51
Figura 37. Flujo neutrónico elementos tipo C-01 al inicio del ciclo y a los dos años.....	51
Figura 38. Flujo neutrónico elementos tipo C-02 al inicio del ciclo y a los dos años.....	52
Figura 39. Imagen de distribución del flujo neutrónico al inicio del ciclo y a los dos años.	53
Figura 40. Evolución del gadolinio con el quemado.....	53
Figura 41. Evolución del U-235 con el quemado	54
Figura 42. Evolución del I-135 y del Xe-135 con el quemado.	55
Figura 43. Evolución del U-238 con el quemado	55
Figura 44. Evolución de los isótopos del plutonio con el quemado	56
Figura 45. Evolución del Pm-149 y el Sm-149 con el quemado	57

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1. Objetivos de desarrollo sostenible (ODS)	4
Tabla 2. Características generales de la planta de NuScale.....	22
Tabla 3. Características de las varillas de combustible.....	25
Tabla 4. Características físicas de los elementos de combustible.....	26
Tabla 5. Características del núcleo y las vasijas.....	30
Tabla 6. Valores de k-eff para distintas iteraciones en el ciclo inicial.....	45
Tabla 7. Resultados obtenidos de k-eff sin variar concentración de boro.....	46
Tabla 8. Valores de concentración de boro para que el reactor esté en Criticidad.....	47
Tabla 9. Valores de k_{eff} variando la concentración de boro.....	47

GLOSARIO

ANB: *Annex Building*, Edificios de Seguridad

BWR: *Boiling Water Reactor*, Reactor de Agua en Ebullición

CUB: *Central Utility Building*, Edificio de Servicios Centrales

CRB: *control building*, Edificio de Control

DGB: *Diesel Generator Building*, Edificio de Generaciones Diésel

FSAR: *Final Security Analysis Report*, Informe de Análisis de Seguridad Final

IAEA: *International Atomic Energy Agency*, Agencia Internacional de energía atómica

LWR: *Light Water Reactor*, Reactor de Agua Ligera

NPM: *Nuscale Power Module*, Módulo de Potencia de NuScale

NSSS: *Nuclear Steam Supply System*, Sistema de Suministro de Vapor Nuclear

PZR: *Pressurizer*, Presionador

PWR: *Pressure Water Reactor*, Reactor de Agua a Presión

RCP: *Reactor Coolant Pump*, Bombas de Refrigerante para impulsar el agua

RXB: *Reactor Building*, Edificio del Reactor

RWG: *Radioactive Waste Building*, Edificio de Residuos Radioactivos

SFTP: *SSH File Transfer Protocol*, Protocolo Seguro de Transferencia de Archivos.

SSH: *Secure Shell*, Protocolo Seguro de Shell

SMR: *Small Modular Reactor*, Reactor Modular Pequeño

SG: *Steam Generator*, Generador de Vapor

TGBs: *Turbine Generator Buildings*, Edificio de Generadores de Turbinas

PARTE I

MEMORIA

1. INTRODUCCIÓN

1.1. OBJETIVOS DEL TRABAJO

En el Trabajo Fin de Grado (TFG) que se presenta se busca realizar un análisis de Criticidad de un pequeño reactor nuclear modular (*Small Modular Reactor*, en adelante, SMR) de la empresa NuScale Power. Para realizarlo se utiliza Serpent, un software de simulación que utiliza el método de Monte Carlo empleado para el transporte de partículas de energía continua, con el fin de simular el comportamiento del reactor y determinar parámetros críticos como el coeficiente de multiplicación neutrónica (k_{eff}) o el flujo de neutrones.

El objetivo principal de este TFG es obtener la concentración de boro en el moderador óptima para garantizar una reacción nuclear en cadena estable, y, de este modo, asegurar un comportamiento seguro y eficaz del reactor. En otras palabras, se busca mantener un valor de k_{eff} igual a la unidad. El boro es un absorbente de neutrones que juega un papel fundamental en el control de la reactividad.

Realizada la simulación en el ciclo inicial del reactor, se buscará también obtener la concentración de boro óptima para mantener el reactor en Criticidad en ocho ciclos de quemado distintos (siete más el inicial), hasta llegar al final del ciclo del reactor, que es de dos años.

Además, en este TFG se persigue el objetivo de analizar los resultados obtenidos, no solo de la concentración de boro y la k_{eff} , sino también de los productos de fisión más importantes aparecen tras un ciclo de quemado del reactor, así como obtener el flujo neutrónico en distintas zonas del núcleo.

Con este análisis, se busca profundizar en el estudio de los SMR, una nueva tecnología de reactores nucleares prometedora que está siendo discutida los últimos años con intensidad en el Parlamento Europeo (Comisión de Industria, Investigación y Energía, 2023) y que puede ayudar al acceso universal de la energía y a la generación de la misma limpia y segura (Stantec, 2024).

1.2. MOTIVACIÓN Y JUSTIFICACIÓN

La generación de energía de forma sostenible y segura es un reto prioritario en el siglo XXI, tanto en España como en el resto del mundo.

En un contexto como el actual, se justifica la necesidad de investigar nuevas formas de generación de energía que sean más sostenibles y eficientes. En los últimos años, la energía nuclear ha demostrado ser una fuente de energía limpia y segura, que contribuye a la

reducción de emisiones de gases de efecto invernadero a la atmósfera. De hecho, en la literatura, algunos autores afirman que, sin un mayor papel de la energía nuclear, no sería posible combatir el cambio climático (Mathew, 2022). Es por ello por lo que resulta imprescindible profundizar en la investigación de nuevas formas de generación de energía nuclear, como los reactores modulares pequeños (SMRs). Varios países ya están invirtiendo significativamente en este tipo de reactores, debido a que tienen varias ventajas con respecto a los reactores tradicionales y pueden jugar un papel fundamental en el futuro para lograr una generación de energía limpia y sostenible, como se explicará a lo largo del trabajo.

El interés por los SMR ha crecido en la última década debido a diferentes motivos. Entre ellos, cabe destacar la mejora en seguridad pasiva y la generación de energía flexible (en función de la demanda) y sostenible, ya que produce menores residuos que los reactores tradicionales (IAEA, 2018).

En las últimas décadas, España ha realizado un gran avance en materia de generación de energía limpia y no contaminante, aunque aún queda un largo camino por recorrer. A nivel mundial, sin embargo, existen muchos países importantes como, por ejemplo, China o Estados Unidos, que dependen mayoritariamente del carbón o del gas para producir energía (Ritchie, et al., 2023), lo que impacta significativamente en el medio ambiente.

Por lo que respecta al terreno académico, con la realización del presente Trabajo de Fin de Grado se pretende profundizar en el estudio de las tecnologías emergentes en el ámbito de la energía nuclear. A continuación, se detallan las asignaturas del Grado de Ingeniería en Tecnologías Industriales (GITI) más relevantes para el desarrollo de este trabajo:

- **Tecnología energética:** En esta asignatura se estudian las principales fuentes de energía y sus transformaciones energéticas, incluyendo la energía nuclear. Gracias a esta asignatura, se ha podido comprender de forma clara en qué consiste la energía nuclear y los diferentes tipos de reactores que existen actualmente.
- **Termodinámica:** para el análisis de cualquier reactor nuclear, la termodinámica es fundamental. Esta asignatura proporciona una base sólida en los principios de transferencia de calor y energía, que son fundamentales para entender el funcionamiento de los reactores nucleares y los ciclos de potencia asociados. Entender correctamente los circuitos termodinámicos de los reactores es esencial para saber cómo se produce la energía.
- **Informática:** Si bien para este trabajo se ha utilizado un lenguaje de programación distinto al visto en la asignatura, el hecho de haber aprendido a programar previamente ha sido de gran utilidad para entender los conceptos fundamentales de la programación, adaptarse rápidamente a la nueva sintaxis y lógica del lenguaje y abordar los problemas de manera estructurada.

- Estadística: El software que se utiliza para simular el reactor utiliza un método estadístico para proporcionar los resultados. Para entender correctamente la manera en la que hace los cálculos el programa e interpretar correctamente los resultados, resulta útil haber estudiado una asignatura de Estadística previamente.

En cuanto a la relevancia a nivel profesional, este trabajo supone un acercamiento al mundo de la ingeniería nuclear y al estudio de nuevas tecnologías avanzadas en el sector energético. El manejo de programas avanzados de simulación de neutrones y análisis de reactores abre oportunidades para participar en proyectos de ingeniería y también supone un adelanto al estudio más en profundidad de la energía nuclear que se cursa en la especialidad de “Generación de energía” del segundo curso del máster habilitante de Ingeniería Industrial.

1.3. ESTRUCTURA

La memoria se compone de siete capítulos. En el primero de ellos se explican los objetivos principales que se establecen para la realización de este trabajo, así como la justificación tanto en el terreno académico como profesional. A continuación, se incluye un epígrafe en el que se explica la relación que tiene el proyecto con los Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS).

El segundo capítulo aborda el contexto energético actual tanto a nivel nacional como a nivel mundial. De la misma manera, se introducen una serie de conceptos teóricos como son: la fisión nuclear, el funcionamiento de un reactor nuclear, los reactores nucleares modulares pequeños (SMRs), el concepto de Criticidad de un reactor y los factores que afectan a la misma, la ecuación del transporte neutrónico, cómo se comportan los neutrones en un reactor y el quemado. Dichos conceptos teóricos se explican con el objetivo de que el lector pueda seguir y comprender el trabajo que se está realizando.

El tercer capítulo contempla las herramientas que se han utilizado para realizar el estudio de Criticidad del reactor, así como el método de cálculo que lleva a cabo el software utilizado para efectuar los cálculos. Se explica el método de Monte Carlo, el software Serpent, el sistema operativo Linux y el clúster de computación científica del Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM) de la Universitat Politècnica de València (UPV) denominado Quasar.

En el cuarto, se hace una descripción general de la central y del reactor de NuScale. Se describen los elementos más importantes que lo conforman, haciendo hincapié en aquellos que son más relevantes para este proyecto.

Seguidamente, el capítulo cinco explica el planteamiento del problema, el análisis de Criticidad, desarrollo y ejecución del fichero de entrada.

En el sexto, se analizan y discuten los resultados obtenidos, mostrándose tablas y gráficas para facilitar la comprensión. Por último, el capítulo séptimo del TFG finaliza con unas conclusiones y líneas de recomendación futuras.

1.3 RELACIÓN DEL TRABAJO DE FIN DE GRADO CON LOS ODS

Los Objetivos globales, más conocidos como Objetivos de Desarrollo Sostenible (en adelante, ODS), son un conjunto de diecisiete objetivos interconectados que abordan los principales retos económicos, sociales y ambientales globales. Fueron adoptados por los estados miembros de las Naciones Unidas en el año 2015. En aquel momento se consideró que serían alcanzados en el año 2030, de ahí que se enmarquen en lo que se conoce como Agenda 2030.

Estos objetivos tienen el propósito de abordar los desafíos globales más urgentes, como erradicar cualquier tipo de pobreza, poner fin al hambre en el mundo, combatir el cambio climático, reducir las desigualdades o, garantizar el acceso a energía asequible, no contaminante y segura, lo que atañe de forma directa a este TFG.

En la Tabla 1 que se presenta a continuación y que ha sido tomada de la normativa para la realización del TFG aprobada por la UPV en 2022, se muestra el grado de relación del presente trabajo con cada ODS.

Tabla 1. Objetivos de desarrollo sostenible (ODS).

Objetivos de Desarrollo Sostenibles	Alto	Medio	Bajo	No Procede
ODS 1. Fin de la pobreza.			X	
ODS 2. Hambre cero.			X	
ODS 3. Salud y bienestar.			X	
ODS 4. Educación de calidad.				X
ODS 5. Igualdad de género.				X
ODS 6. Agua limpia y saneamiento.				X
ODS 7. Energía asequible y no contaminante.	X			
ODS 8. Trabajo decente y crecimiento económico.		X		
ODS 9. Industria, innovación e infraestructuras.	X			
ODS 10. Reducción de las desigualdades.				X
ODS 11. Ciudades y comunidades sostenibles.	X			
ODS 12. Producción y consumo responsables.			X	
ODS 13. Acción por el clima.	X			
ODS 14. Vida submarina.				X
ODS 15. Vida de ecosistemas terrestres.				X
ODS 16. Paz, justicia e instituciones sólidas.				X
ODS 17. Alianzas para lograr objetivos.				X

Como se observa en la Tabla 1, este TFG tiene un grado de relación alto con cuatro de los ODS:

- **Energía asequible y no contaminante:** realizar el estudio de un SMR de NuScale Power contribuye al desarrollo de nuevas tecnologías energéticas no contaminantes, facilitando su implementación en localizaciones donde las centrales tradicionales no serían viables.
- **Industria, innovación e infraestructuras:** Los SMR representan una innovación en la tecnología nuclear, con soluciones más escalables y un sistema de seguridad más avanzado. Su desarrollo impulsa la modernización industrial y fomenta el avance hacia infraestructuras más sostenibles.
- **Ciudades y comunidades sostenibles:** Las centrales tradicionales no se pueden ubicar en cualquier lugar debido a su inmenso tamaño. Sin embargo, los SMRs tienen la ventaja de ser modulares, por lo que se podrían implementar a menor escala en grandes ciudades como un complemento en los picos de alta demanda.
- **Acción por el Clima:** El cambio climático representa una amenaza global significativa. Actualmente, en numerosos países, la generación de energía es uno de los principales factores de contaminación ambiental. Frente a esto, los SMRs pueden ser una alternativa viable para avanzar hacia la independencia de fuentes de energía que impactan negativamente al medio ambiente, promoviendo una transición energética más limpia y sostenible.

2. CONTEXTO ENERGÉTICO Y FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1. INTRODUCCIÓN

Los objetivos del presente capítulo son: realizar una breve descripción de la situación actual en materia de generación de energía, tanto en España como a nivel mundial y explicar los conceptos teóricos más relevantes para poder seguir este trabajo correctamente.

2.2. SITUACIÓN ACTUAL

Actualmente, la energía nuclear enfrenta un gran reto al postularse en muchos países como una opción rápida y eficaz para disminuir sus niveles de emisiones de gases de efecto invernadero (Mathew, 2022) en una situación energética cambiante y que ha sufrido muchas complicaciones en los últimos años, debido a circunstancias como la invasión de Rusia a Ucrania y al aumento de demanda energética (Durán et al, 2022).

2.2.1. Marco nacional

En la última década, España ha conseguido desprenderse prácticamente del carbón para producir energía, como puede observarse en la Figura 1. El porcentaje de energía producido a partir de esta materia prima ha sido reemplazado fundamentalmente por fuentes de energía renovables, especialmente la energía eólica y la solar, que han aumentado significativamente en los últimos años.

Por lo que se refiere a la energía nuclear, puede observarse (Figura 1) que sigue jugando un papel fundamental en la producción energética de España, representando aproximadamente el 20% de la producción total. Este tipo de generación de energía es especialmente importante por su gran capacidad de producción de manera limpia y sostenible, sin liberar gases contaminantes al medio ambiente, lo que ayuda a minimizar el impacto ambiental y a reducir la huella de carbono.

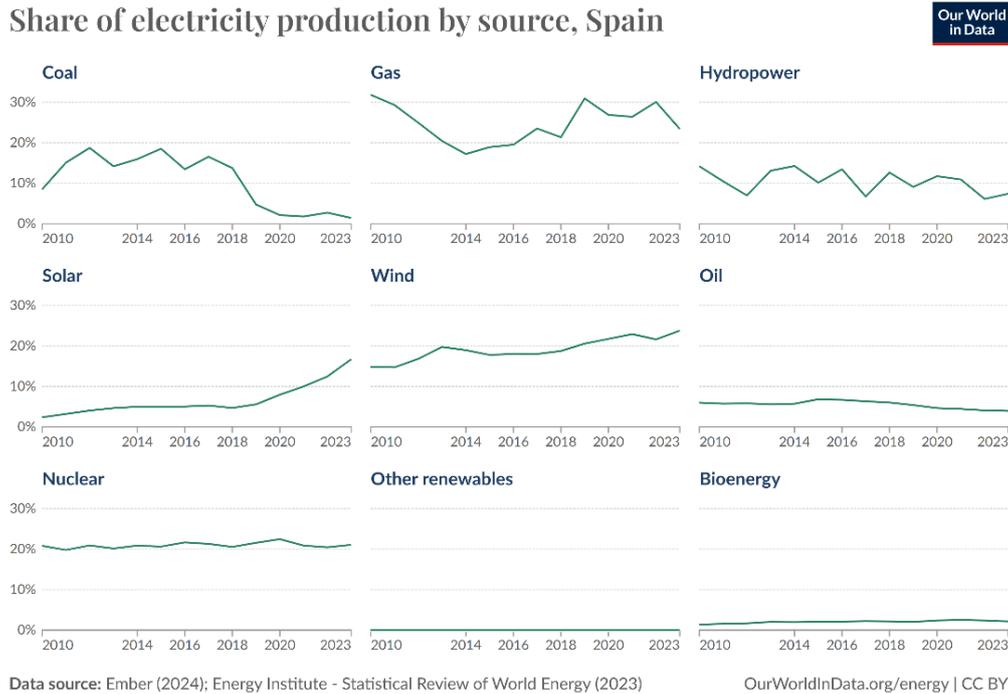


Figura 1. Producción de electricidad según fuente en España (Ember, 2024).

Se observa también que la energía nuclear sigue jugando un papel fundamental en la producción energética de España, representando aproximadamente el 20% de la producción total. Este tipo de generación de energía es especialmente importante por su gran capacidad de producción de manera limpia y sostenible, sin liberar gases contaminantes al medio ambiente, lo que ayuda a minimizar el impacto ambiental y a reducir la huella de carbono.

2.2.2. Marco internacional

La situación a nivel mundial es muy distinta, ya que en países como China o Estados Unidos se sigue dependiendo de combustibles fósiles como el carbón para producir energía (Ritchie et al, 2023). Actualmente, más de la mitad de la producción de energía procede de combustibles fósiles, que impactan en el medio ambiente y cuya emisión de gases de efecto invernadero es muy alta. En concreto, el carbón, que representa casi un 40% de la producción total de energía en el mundo, como puede observarse en la Figura 2. Este porcentaje tan alto resulta especialmente grave, ya que el carbón es un combustible fósil que libera grandes cantidades de dióxido de carbono, que contribuye al cambio climático, y, además, tiene efectos adversos sobre la calidad del aire y la salud pública, incrementando la incidencia de enfermedades respiratorias y cardiovasculares.

Es por ello por lo que en un contexto mundial como el actual se hace muy necesario avanzar en el desarrollo de nuevas formas de generación de energía, como los reactores modulares pequeños (SMR). Estos sistemas ofrecen una solución limpia y eficiente y pueden ser clave en el futuro para reducir la dependencia de combustibles fósiles (Hadid, 2020). Con su diseño compacto y su capacidad para fabricarse en un lugar determinado y transportarse a

otro lugar, representan un progreso significativo para lograr disminuir el uso otras fuentes de energía perjudiciales para el medio ambiente. También representan un avance importante en la ya asentada tecnología nuclear (Durán et al, 2022).

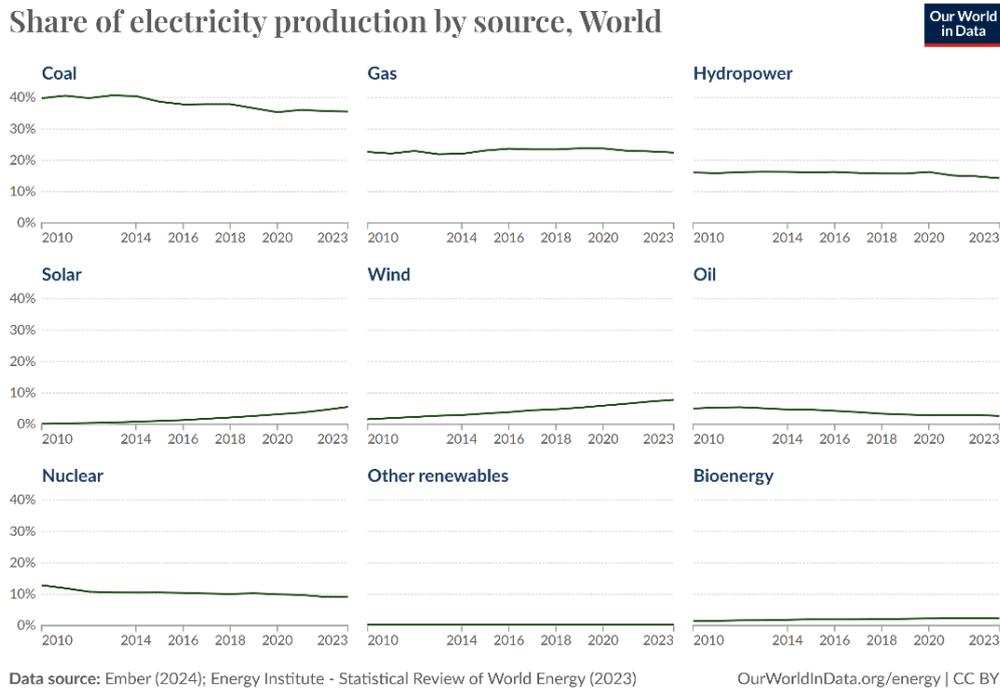


Figura 2. Participación de la producción de electricidad por fuente en el mundo (Ritchie et al., 2024).

2.2.3. Mercado de los reactores modulares pequeños (SMR).

En los últimos años, las políticas de los países en busca de reducir la producción de energía que emite CO₂ puede beneficiar significativamente al desarrollo de los SMR. En Estados Unidos ya se ha planteado que este tipo de reactores puedan reemplazar las centrales de carbón. En otros países, como Reino Unido o Finlandia, se ha planteado el uso de este tipo de reactores para descarbonizar sectores como la calefacción urbana (Durán et al., 2022).

Además, estos reactores pueden integrarse con energías renovables. Los SMR, con su flexibilidad y capacidad de incrementar su potencia según la demanda, podrían ayudar a estabilizar redes con numerosas fuentes renovables y reducir la dependencia de combustibles fósiles (European Parliament, 2023).

También, al estar diseñados para ser instalados en áreas remotas no conectadas a la red eléctrica o donde la instalación de red es complicada, los SMR pueden ayudar a que la tecnología de reactores nucleares pueda instalarse en geografías donde instalar un reactor tradicional no sería viable.

2.3. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.3.1. La fisión nuclear

En 1939 se produce el descubrimiento de la fisión nuclear, lo que permitió el desarrollo de una fuente de energía nueva a través de la utilización de la energía interna del núcleo de los átomos (Glansstone and Sesonske, 1990). En la actualidad, todos los reactores nucleares en funcionamiento utilizan la fisión nuclear para generar energía. Las dos principales ventajas de la fisión nuclear es su elevada densidad de energía y la liberación de la misma sin emisión de CO₂ (Foro nuclear, 2024).

El proceso de fisión aprovecha la cantidad de energía inmensa que contienen los átomos. La fisión es un proceso por el cual el núcleo de un átomo pesado se divide en dos núcleos más pequeños, liberando una gran cantidad de energía. Esto ocurre cuando un núcleo de un átomo inestable, generalmente uranio-235, absorbe un neutrón y se descompone. Cuando sucede esto, el núcleo original se divide en dos más pequeños, denominados productos de fisión, y se liberan otros dos o tres neutrones junto una gran cantidad de energía térmica. Estos neutrones son luego absorbidos por otros núcleos, y así sucesivamente, generándose una reacción en cadena. En la Figura 3 puede verse una imagen que representa la reacción en cadena en un proceso de fisión nuclear.

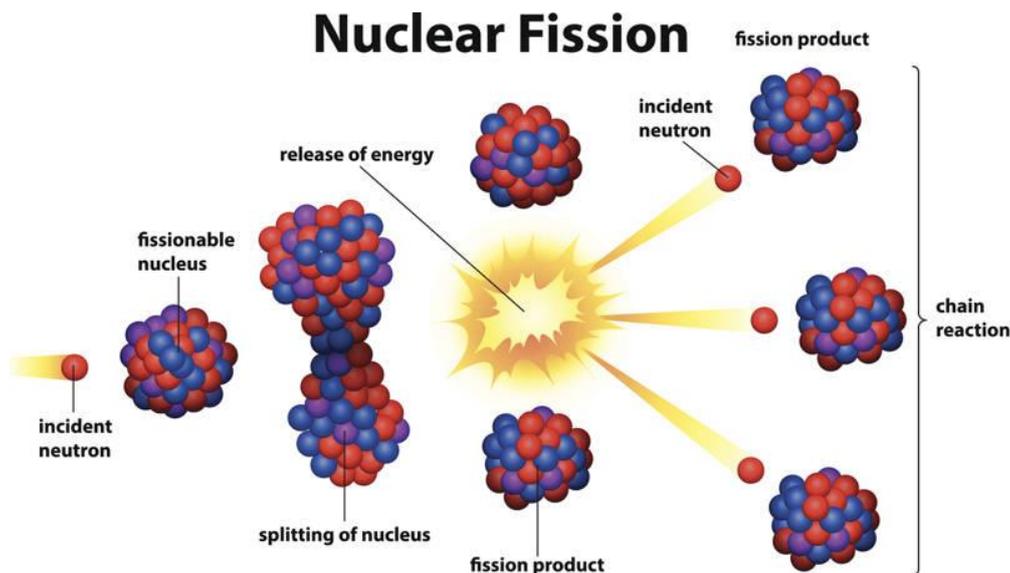


Figura 3. La fisión nuclear (Freire, 2023).

2.3.2. Funcionamiento general de un reactor nuclear

El objetivo de toda central nuclear es generar energía de manera continua. El calor generado por la fisión se utiliza para producir vapor, que mueve unas turbinas que están conectadas a generadores para producir electricidad (IET, 2024).

En la actualidad, existen muchos tipos de reactores distintos, en función del moderador y el refrigerante utilizado. El moderador es un material que se utiliza para reducir la velocidad

de los neutrones liberados durante la fisión. Algunos ejemplos de moderadores que se usan en centrales nucleares son el agua ligera, el agua pesada o el grafito. Cada uno de ellos tiene sus particularidades.

El refrigerante es la sustancia que circula a través del reactor para transportar el calor generado por la fisión desde el núcleo del reactor hasta los generadores de vapor o intercambiadores. Algunos tipos de refrigerantes son el agua ligera o pesada, algún gas o metales líquidos (Pérez, 2024).

Los reactores más habituales son los de agua ligera (*Light Water Reactor*, LWR). Estos reactores usan el agua ligera como refrigerante y como moderador. Los LWR se dividen en dos tipos: reactores de agua a presión (*Pressurized Water Reactor*, PWR) y reactores de agua en ebullición (*Boiling Water Reactor*, BWR).

El reactor de NuScale es un PWR. En este tipo de reactores, el agua calentada obtenida tras la fisión se encuentra en estado líquido a pesar de su alta temperatura debido a que se encuentra bajo presión. El agua no entra en ebullición hasta que pasa por los generadores de vapor, donde transfiere su calor. En ese momento se genera vapor que es el que mueve unas turbinas conectadas a un generador eléctrico.

2.3.3. Los reactores nucleares modulares pequeños (SMR)

Los reactores modulares pequeños (*Small Modular Reactors*, SMRs) son una clase de reactores nucleares capaces de generar hasta 300 MW de potencia eléctrica y que se caracterizan por ser pequeños y modulares (IAEA, 2018).

El tamaño de este tipo de reactores ocupa una fracción de volumen de lo que ocupa un reactor convencional con una potencia de unos 1000 MWe. El hecho de que sean modulares quiere decir que todos los sistemas y componentes son fabricados en un mismo lugar y trasladados posteriormente a su lugar de funcionamiento como elemento único, por lo que el diseño y la construcción de este tipo de reactores pueden ser fabricados, transportados e instalados en módulos independientes. En función de las necesidades energéticas pueden instalarse más o menos módulos.

Los SMRs se caracterizan por tener un diseño integral, es decir, que todos los componentes del llamado sistema de suministro de vapor (núcleo, generadores de vapor y presionador) se encuentran dentro de la vasija. Esta configuración hace que estos reactores sean más seguros, ya que son sistemas más simples de fáciles de operar. También porque tienen una menor potencia de salida y el tamaño del núcleo es menor, por lo que aumenta la efectividad de los sistemas pasivos de seguridad.

Entre las ventajas más notables de los SMRs se incluye la ya mencionada modularidad, pero también en cuanto al emplazamiento presentan una mayor adaptabilidad por poder adaptarse a infraestructuras más modestas. También destaca su capacidad de integración con energías renovables, debido a su inferior tamaño y versatilidad (Durán et al, 2022).

2.3.4. Concepto de Criticidad de un reactor

Tal como lo define el Foro de la industria nuclear española (Foro Nuclear), la Criticidad es un término utilizado en el lenguaje de ingeniería nuclear para describir la condición en la que el número de neutrones producidos por la fisión es igual al número de neutrones absorbidos o que escapan del núcleo. En esta situación, la reacción en cadena se mantiene estable y se dice que el reactor está en Criticidad. De esta manera, el reactor opera de manera sostenida y controlada.

Si la tasa de producción de neutrones es menor que la tasa de absorción y escape del núcleo, el reactor está en estado subcrítico. La reacción en cadena va disminuyendo con el tiempo y el reactor se va apagando gradualmente.

En el caso en el que la tasa de producción de neutrones sea mayor que la de absorción y escape, se dice que el reactor está en estado supercrítico. Esta situación lleva a un aumento exponencial de la reacción en cadena y no debe darse en ningún momento del funcionamiento normal del reactor.

La Criticidad del reactor se evalúa mediante el coeficiente de multiplicación efectiva (k_{eff}). Este parámetro representa la relación entre el número de neutrones resultantes de la fisión en cada generación y el número total de neutrones absorbidos o fugados en la generación anterior. Si $k_{eff} < 1$, el reactor está en estado subcrítico, cuando $k_{eff} = 1$, el reactor está en Criticidad, y si $k_{eff} > 1$, el reactor está en estado supercrítico (Foro nuclear, 2008).

$$k_{eff} = \frac{\text{número de neutrones producidos}}{\text{número de neutrones absorbidos} + \text{fugas}}$$

2.3.5. Factores que afectan a la Criticidad de un reactor

Existen diversos factores que afectan a la Criticidad en los reactores nucleares, como el grado de enriquecimiento del uranio, la cantidad y el tipo de moderador utilizado (agua ligera, agua pesada, grafito...), el uso de algún tipo de veneno neutrónico, las barras de control, la concentración de boro soluble en el moderador, o incluso la geometría del núcleo del reactor.

Normalmente, la geometría, el moderador y grado enriquecimiento de uranio son parámetros propios de cada reactor y no se pueden modificar. En este caso, el moderador utilizado en el reactor de NuScale es agua ligera (H₂O) y el enriquecimiento de uranio es, como máximo, de un 4,55% de U-235. Posteriormente se verá con más detalle y se definirá la geometría del reactor.

En el FSAR (*Final Security Analysis Report*) del SMR de NuScale, un documento que proporciona información detallada del diseño, operación y seguridad del reactor, se señala que la reactividad del núcleo del reactor se controla con la concentración de boro soluble en el agua, el uso de las barras de control y el uso de un veneno neutrónico, que es un absorbente de neutrones, en algunas varillas de combustible.

El boro, especialmente en su isótopo B-10, es un elemento que tiene una alta capacidad de absorción neutrónica, por lo que ajustando su concentración en el moderador se puede controlar la reactividad del núcleo del reactor. Un aumento de concentración de boro disminuye la reactividad, mientras que una disminución aumenta la reactividad. A medida que el reactor opera, el combustible se quema y se acumulan venenos neutrónicos, por lo que será necesario ajustar adecuadamente la concentración de boro para que el reactor esté en Criticidad en todo momento.

Por otro lado, la reactividad se puede ajustar mediante el uso de las barras de control. Las barras de control están compuestas por materiales absorbentes de neutrones, como el boro o el cadmio, por lo que al insertarlas en el núcleo a través de los tubos guía se reduce la cantidad de neutrones libres disponibles para mantener la reacción en cadena, lo cual disminuye la reactividad. Al introducir barras de control la k_{eff} disminuye, mientras que al extraerlas la k_{eff} aumenta.

Por último, también es posible controlar la reactividad introduciendo algún tipo de veneno neutrónico en algunas varillas de combustible. Un veneno neutrónico es un material con una alta sección eficaz para la captura de neutrones. Se introduce una cantidad determinada en ciertas varillas de combustible, y, de este modo se consigue disminuir la reactividad y, por tanto, la k_{eff} .

2.3.6. Transporte neutrónico

En una central nuclear, la energía se genera en el núcleo del reactor. La generación de energía está directamente relacionada con el número de reacciones de neutrones por unidad de tiempo que se originan en una reacción en cadena. Los neutrones generados en el núcleo pueden moverse libremente por el reactor, desencadenando diferentes tipos de reacciones. El transporte neutrónico estudia cómo se mueven los neutrones, en qué dirección van y la rapidez con la que se mueven. Los neutrones son partículas sin carga eléctrica que tienen la capacidad de penetrar en la materia (Fernández, K, y Barbas, A, 2017).

El físico y matemático Eduard Boltzmann ideó en el año 1872 una ecuación que permite describir cómo interactúan los neutrones con la materia en un reactor nuclear. Esta ecuación ha sido y sigue siendo muy valiosa en el ámbito de la ingeniería nuclear. Es la ecuación del transporte neutrónico (ecuación de Boltzmann):

$$\frac{1}{v(E)} \partial_t \psi(\vec{r}, E, t, \vec{\Omega}) + \vec{\Omega} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, E, t, \vec{\Omega}) + \Sigma_{\text{total}}(\vec{r}, E, t) \times \psi(\vec{r}, E, t, \vec{\Omega}) =$$

$$\frac{\chi_{\text{fisión}}}{4\pi} \int (\Sigma_{\text{fisión}} \times v_{\text{fisión}} \times \varphi) dE + \sum_{i=1}^N \frac{\chi_{\text{retardado}_i}}{4\pi} \lambda_i K_i + \int d\Omega \int \Sigma_{\text{scattering}} \psi dE + S$$

Esta expresión lo que expresa es que en una región del espacio y en un tiempo determinado, el balance entre los neutrones que entran y salen de la región es igual al balance de neutrones que interactúan dentro de la región. Esto es igual, básicamente, a los neutrones creados por las fisiones y reacciones retardadas más la fuente de neutrones. Es decir, el número de neutrones que entran en una región menos los que salen de la misma es igual a los neutrones generados menos los absorbidos dentro de dicha región.

Para la explicación, se divide la ecuación en cuatro términos. El primer término representa cómo cambia el número de neutrones con el tiempo en una región del espacio (derivada respecto del tiempo del flujo neutrónico, que es función de la posición, energía, tiempo y la dirección en la que se mueve el neutrón).

El segundo término describe el movimiento de los neutrones dentro o fuera de esa misma región del espacio. Este término sirve para calcular cómo diverge el flujo de neutrones.

El tercer término representa los neutrones que colisionan en ese espacio. Para ello, se utiliza la sección eficaz total (Σ_{total}), una medida de cuánto y cómo interaccionan los neutrones con la materia. Esta sección eficaz cuantifica el número de interacciones posibles de los neutrones en función del vector de posición, la energía de los neutrones y el tiempo.

Al otro lado de la igualdad, se contabiliza el número de neutrones que se producen en el volumen, debido a fisiones, a neutrones retardados que aparecen después de las fisiones y debido a procesos de dispersión.

Esta ecuación es utilizada por los distintos softwares de simulación neutrónica para modelar y predecir el comportamiento de los neutrones en reactores nucleares.

2.3.7. Comportamiento de los neutrones en el reactor

En un reactor, los neutrones generados se dividen en dos: neutrones rápidos y neutrones térmicos.

Los neutrones rápidos son aquellos que son emitidos directamente de las reacciones de fisión con energías muy altas, superiores a 1 MeV. Debido a su alta energía, estos neutrones tienen una muy alta probabilidad de escapar del núcleo sin producir más fisiones. Es por esto por lo que este tipo de neutrones, en los PWR, son moderados con agua para reducir su energía y aumentar la probabilidad de que causen fisiones con el U-235.

Los neutrones térmicos son aquellos que tienen energías muy bajas, de 0,625 eV, que es la energía térmica de los átomos a temperatura ambiente. Son precisamente aquellos que han colisionado con el moderador y han perdido gran parte de su energía, de manera que es muy probable produzcan fisiones con el U-235.

También resulta relevante conocer el concepto de flujo neutrónico, que es, básicamente, una medida de la cantidad de neutrones que atraviesan una unidad de área por unidad de tiempo en el reactor. Describe la distribución energética de los neutrones dentro del núcleo. Donde hay mayor tasa de fisiones, el flujo neutrónico es más alto, y éste varía a lo largo del ciclo de operación del reactor. El flujo se expresa en neutrones por centímetro cuadrado por segundo ($n/cm^2 \cdot s$).

2.3.8. Quemado de un reactor

Como es conocido, cuando un reactor comienza su ciclo de operación, los neutrones impactan sobre los núcleos de uranio-235. Esto resulta en la fisión del núcleo, liberando energía, más neutrones y fragmentos de fisión, que son isótopos de elementos más ligeros. Durante un ciclo de operación de un reactor, que normalmente es de un año y medio o dos

años, el combustible se va quemando paulatinamente. Esto hace que el U-235 se consuma y se producen productos de fisión. El quemado es una forma de medir cuánto combustible nuclear de uranio se quema en el ciclo de combustible (Fang et al., 2021). En otras palabras, es la cantidad de energía producida por el combustible nuclear de uranio. El quemado se expresa en gigavatios-días por tonelada de uranio (GWd/MTU).

Durante el quemado, en un PWR, se producen numerosos cambios en la composición del combustible. Los núcleos de átomos en el combustible nuclear se transforman en diferentes isótopos o elementos a través de reacciones. Estas reacciones son, fundamentalmente, la fisión, la captura neutrónica y la desintegración beta.

La fisión es la reacción principal, por la cual, como se ha explicado en un apartado anterior, los núcleos de U-235 (o Pu-239 y Pu-241) se dividen al capturar un neutrón, liberándose una gran cantidad de energía y más neutrones que pueden fisionar.

La captura neutrónica ocurre cuando un núcleo de uranio (o uno de los productos de fisión) captura un neutrón sin dividirse. Este proceso hace que se formen isótopos más pesados que pueden desintegrarse. El ejemplo más claro es el del U-238, que puede capturar un neutrón para convertirse en U-239, y éste se desintegra rápidamente.

La desintegración beta es el proceso por el cual un núcleo inestable (como el del U-239) se transforma en otro núcleo más estable mediante la emisión de una partícula beta, es decir, un electrón o un positrón.

Los cambios en la composición del combustible influyen significativamente en la Criticidad de un reactor, produciendo isótopos absorbentes de neutrones, otros isótopos que pueden aumentar la reactividad del reactor (como los venenos neutrónicos), y también afecta a la forma en la que los neutrones se distribuyen del reactor. Por ello, resulta muy importante analizar los estos cambios para conocer cómo afectan a la reactividad del núcleo.

3. MÉTODO Y HERRAMIENTAS PARA EL ANÁLISIS DE CRITICIDAD

3.1. INTRODUCCIÓN

En este capítulo se explica la metodología seguida para llevar a cabo el análisis de Criticidad del reactor en la situación inicial y para distintas fases de quemado. Para ello, se explica en primer lugar el método que utiliza el software de simulación para obtener los diferentes resultados y se realiza una explicación del software Serpent (Leppänen et al. 2015 y 2019). Asimismo, se hace una breve descripción de los distintos programas que se utilizan para la ejecución del código (fichero de entrada).

3.2. MÉTODO DE MONTE CARLO

Como se ha visto, la ecuación del transporte neutrónico es muy compleja y no se puede resolver analíticamente. Afortunadamente, hoy en día existen muchos programas capaces de llegar a un resultado utilizando distintos métodos. Básicamente, existen dos métodos para resolver la ecuación del transporte neutrónico: los métodos determinísticos y los estadísticos (o estocásticos). La diferencia entre estos métodos radica en que los probabilísticos utilizan el azar para simular el movimiento de los neutrones y sus interacciones con la materia, siendo muy útiles para resolver la ecuación en situaciones complejas y variables. Los métodos determinísticos, por su parte, se basan en modelos matemáticos para predecir el comportamiento de los neutrones, resultando más limitados en escenarios complejos. Para este trabajo, el análisis se ha realizado utilizando un método estadístico: el método de Monte Carlo (Binder & Heermann, 2002).

El método de Monte Carlo es ampliamente utilizado para simular el transporte de neutrones en reactores nucleares debido a su capacidad para manejar sistemas complejos y variables. Con este método, es posible obtener un valor aproximado del resultado realizando un gran número de simulaciones aleatorias, las cuales son sencillas de llevar a cabo. Cada simulación genera un resultado que se promedia con los resultados de otras simulaciones, de manera que, al realizarse un gran número de simulaciones, se obtiene una estimación precisa del comportamiento del sistema.

El proceso del método de Monte Carlo en el transporte neutrónico puede desglosarse en varios pasos. Primero, se generan neutrones de manera aleatoria en términos de su posición inicial, dirección de movimiento y energía. Estos parámetros se obtienen utilizando distribuciones de probabilidad que reflejan las condiciones físicas del reactor. Luego, los neutrones interactúan con el material adyacente de acuerdo con ciertas probabilidades.

Estas interacciones son absorción, dispersión (elástica o inelástica) y fisión. Las probabilidades de estas interacciones se determinan a partir de datos experimentales, conocidos como secciones eficaces.

A continuación, se rastrean las trayectorias de los neutrones a medida que se mueven e interactúan con el material. Se calculan las distancias recorridas antes de cada interacción y se actualizan la posición y dirección del neutrón después de cada interacción. Se recopilan datos sobre las trayectorias de los neutrones y los tipos de interacciones que ocurren. Estos datos se utilizan para calcular parámetros como la tasa de reacción, la distribución de energía de los neutrones y la producción de fisiones. Al repetir este proceso un número muy elevado de veces, se obtienen resultados promedio que representan con precisión el comportamiento del sistema.

Este modelo es especialmente adecuado para simulaciones como la del transporte neutrónico, en las que el sistema es muy complejo y no se puede resolver analíticamente. Así, se pueden resolver geometrías muy complejas sin necesidad de realizar simplificaciones, ya que el método Monte Carlo representa adecuadamente la geometría del reactor. Además, las secciones transversales y otras propiedades de los materiales varían con la energía del neutrón, y Monte Carlo puede incluir esa variación en sus cálculos, proporcionando resultados muy precisos. Este método, que es ampliamente utilizado para resolver problemas de Criticidad, se puede aplicar a una gran variedad de problemas sin necesidad de modificarlo significativamente, gracias a su gran adaptabilidad.

3.3. SERPENT

La elaboración del código se lleva a cabo mediante el software de simulación neutrónica Serpent (Leppänen et al., 2015 y 2019). Este software está especializado en la simulación del transporte de neutrones dentro de geometrías tridimensionales complejas. Serpent se utiliza ampliamente en el análisis de reactores nucleares para tareas como el diseño de reactores, estudios de Criticidad y análisis de seguridad. Para realizar los cálculos, utiliza el método de Monte Carlo, que, como se ha explicado, es muy útil para modelar sistemas complejos que no pueden describirse ni resolverse de manera analítica.

Este programa se distingue por modelar la energía de los neutrones y las secciones transversales asociadas de forma continua, sin necesidad de discretizar el espectro energético. Esto contribuye a su alta precisión, capturando detalladamente el comportamiento de los neutrones a lo largo de todo el espectro energético.

Además, Serpent también se emplea para generar datos de entrada para otros códigos de simulación deterministas, que pueden enfrentar limitaciones propias que les impiden realizar simulaciones de forma independiente. Estos códigos se benefician de los datos proporcionados por las simulaciones de Serpent.

Una de las ventajas más destacadas de Serpent es su uso de una combinación híbrida de dos tecnologías de programación paralela (She., et al., 2014): MPI (*Message Passing Interface*) y OpenMP (*Open Multi-Processing*). Esta combinación permite que Serpent optimice el rendimiento tanto en sistemas de múltiples núcleos como en entornos de

supercomputación, mejorando la eficiencia y la velocidad de las simulaciones. MPI facilita la comunicación entre diferentes procesadores de varios ordenadores, mientras que OpenMP gestiona la ejecución paralela dentro de un mismo procesador, optimizando el uso de los recursos computacionales disponibles.

3.4. LINUX Y CLÚSTER QUASAR

La ejecución del código se ha realizado en el sistema operativo de código abierto Linux. Esto se debe a que Linux es un sistema muy eficiente, seguro y adaptable (InfoLinux, s.f.), lo que es muy importante para un software como Serpent, que ocupa mucha memoria y requiere y alto nivel de procesamiento. Pero, fundamentalmente, el uso de Linux se debe a su compatibilidad, ya que Serpent (y casi todos los softwares de simulación de neutrones) está diseñado para ejecutarse con comandos, que es la forma que tiene de funcionar Linux, que está basado en UNIX (un sistema operativo que engloba a varios, entre ellos a Linux). Además, las herramientas y bibliotecas para ejecutar el código suelen estar mejor soportadas en Linux.

El código se ejecuta con el clúster de computación científica del Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM) de la Universitat Politècnica de València (UPV) denominado Quasar, que funciona en Linux. Un clúster de computación es un conjunto de ordenadores interconectados que trabajan juntos, lo que permite una alta capacidad de procesamiento, disponibilidad y escalabilidad. Para interactuar con Quasar se puede o bien acceder directamente desde un ordenador con Linux, o emplear la aplicación PuTTY, que es un emulador de terminal de código abierto que soporta *Secure Shell* (SSH), un protocolo de red que permite ejecutar comandos y transferir datos de manera segura, ya que utiliza métodos de autenticación para acceder al sistema. Además, todos los datos están cifrados y no pueden ser alterados durante la transmisión de archivos.

SSH incluye herramientas de transmisión seguras, y que han sido utilizadas para la realización del TFG, como 'sftp' (*SSH File Transfer Protocol*), un protocolo de red que proporciona funcionalidades de transferencia de archivos. Este protocolo tiene varios comandos que se han utilizado, como 'cd' para acceder a un directorio, 'ls -l' para listar archivos o 'get' y 'put' para subir o descargar un archivo de un nodo a otro.

Para la transferencia segura de archivos entre sistemas locales (ordenador personal que funciona con Windows) y remotos (el nodo del clúster al que se quiere acceder) se ha utilizado una aplicación llamada WinSCP, que soporta el protocolo SSH y permite transferir archivos entre Quasar y el escritorio local.

Para ejecutar los códigos de Serpent, se ha utilizado MobaXterm, un software para Windows que puede ejecutar una gran variedad de comandos gracias a un entorno que emula Cygwin, que es un emulador de UNIX para Windows. MobaXterm facilita el acceso al servidor de Quasar a través de SSH y de 'sftp'.

Se observa, por lo tanto, que para la realización de este proyecto se ha aprendido a manejar varias herramientas avanzadas de computación y a manejar el sistema operativo Linux, lo que es muy importante para futuros proyectos relacionados con simulación de reactores nucleares.

4. DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL Y DEL REACTOR DE NUSCALE

4.1. INTRODUCCIÓN

El propósito fundamental de las centrales nucleares es la generación de energía eléctrica a partir de la producción de energía térmica obtenida por la fisión de los átomos de uranio. La energía térmica procedente del reactor se transforma en energía cinética que alimenta a unas turbinas que están conectadas a un generador eléctrico.

En este capítulo se realiza, en primer lugar, una descripción de la central de la empresa NuScale (2020), con todos sus componentes y, posteriormente, se explica el diseño específico del reactor.

4.2. VISIÓN GENERAL DE LA CENTRAL DE NUSCALE

Como se ha explicado anteriormente, los SMRs pueden operar mediante módulos independientes. Los módulos de energía del reactor de NuScale (*NuScale Power Module*, NPM) están compuestos por el núcleo del reactor, un presionador y dos generadores de vapor integrados dentro de un recipiente de presión del reactor (*Reactor Pressure Vessel*, RPV) y alojados en una vasija de acero.

La planta de NuScale está diseñada para tener hasta 12 módulos con los sistemas y componentes primarios y secundarios asociados. La producción total de energía con 12 módulos es de 570 MWe (Modern Power Systems, 2023; NRC.gov, 2023). La Figura 4 ofrece una visión general de la central de NuScale. A continuación, se explican las diferentes infraestructuras que se encuentran en una central de NuScale.

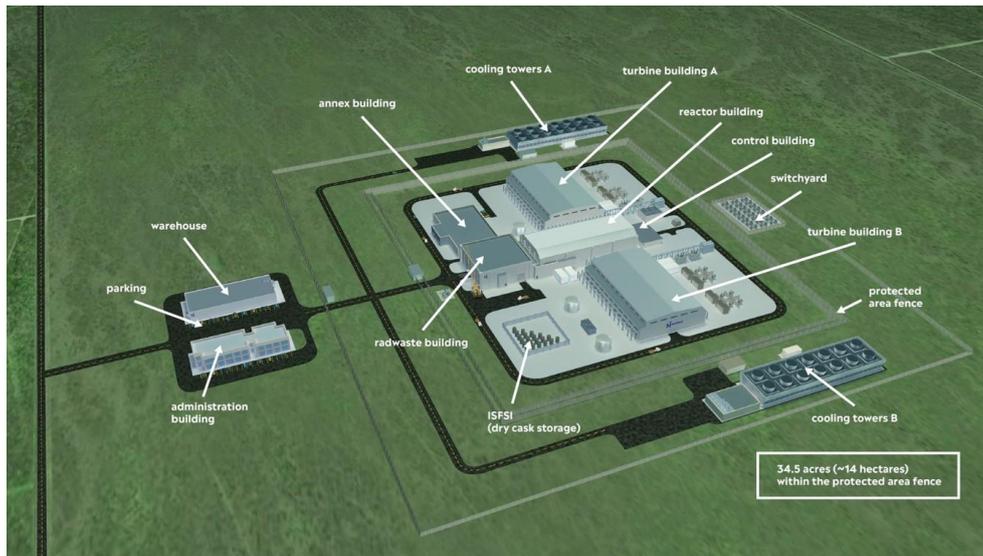


Figura 4. Visión general de la central (Langdon, 2019).

4.2.1. Edificio del reactor

El Edificio del Reactor (*Reactor Building, RXB*) está diseñado para albergar de uno a doce módulos, lo que permite una configuración escalable según las necesidades energéticas. Cada módulo incluye un núcleo, generadores de vapor y un presionador, que están integrados en una vasija de acero. Esta vasija está inmersa en una piscina de combustible, que sirve para eliminar el calor residual. Dentro del RXB existen áreas destinadas al manejo y almacenamiento seguro del combustible, como las piscinas de combustible, y sistemas de control e instrumentación, que aseguran una operación constante y una respuesta rápida ante cualquier condición anormal. minimizar el impacto ambiental y a reducir la huella de carbono.

4.2.2. Edificio de control

El Edificio de Control (*Control Building, CRB*) está estratégicamente ubicado al lado del RXB, de manera que se facilita la comunicación y operatividad entre ambos edificios. Este edificio está construido de hormigón y posee un túnel que lo conecta con el RBX, permitiendo que los operadores monitoreen y controlen múltiples módulos en un único panel. Dentro del CRB se encuentra la Sala de Control Principal, que alberga los paneles de control para todos los módulos de potencia instalados; el Centro de Apoyo Técnico, que proporciona espacios para operaciones de emergencia; y los Sistemas de Soporte.

4.2.3. Edificio de Residuos Radiactivos

El Edificio de Residuos Radiactivos (*Radioactive Waste Building, RWG*) está diseñado para gestionar los residuos radiactivos de forma segura. Está equipado con Sistemas de Ventilación para manejar los residuos gaseosos y mantener un ambiente seguro para los profesionales. Contiene también tanques de almacenamiento para residuos líquidos y almacenamientos seguros temporales hasta que puedan ser reciclados o tratados.

4.2.4. Otros Edificios

Otros edificios que se encontrarían en la planta de NuScale son:

- Los Edificios de Generadores de Turbinas (*Turbine Generator Buildings*, TGBs): albergan los sistemas de generación de electricidad que reciben vapor sobrecalentado de los generadores de vapor. Estos edificios contienen las turbinas de vapor, generadores eléctricos y condensadores.
- El Edificio Anexo (*Annex Building*, ANB): controla el acceso a distintas áreas, alberga servicios de apoyo al personal, espacios para descontaminación de personal, etc.
- Los Edificios de Seguridad (*Security Buildings*, SCBs): son varias estructuras que tienen como función controlar el acceso verificando la identidad del personal y los accesos a la planta.
- El Edificio de Servicios Centrales (*Central Utility Building*, CUB): es una estructura no relacionada con la seguridad donde se albergan varios servicios comunes a la planta, como el Sistema de Agua Enfriada, que aloja el equipo necesario para la producción y distribución de agua enfriada; o el Sistema de Aire Instrumental, que proporciona aire comprimido seco para el funcionamiento de los instrumentos y controles neumáticos en toda la planta.
- Los Edificios de Generadores Diésel (*Diesel Generator Buildings*, DGBs): contienen en su interior un motor diésel que sirven para proporcionar energía en caso de una pérdida de suministro eléctrico. Contienen generadores para convertir la energía mecánica en energía eléctrica.
- Los Sistemas de Enfriamiento del Agua de la Planta (*Plant Cooling Water Systems*): incluyen varios sistemas, como el Sistema de Enfriamiento de Componentes del Reactor, que es un sistema cerrado que transfiere calor de los componentes del reactor. También están los sistemas de enfriamiento de la piscina del reactor y de la piscina de combustible gastado, que eliminan el calor de estas piscinas o el Sistema de Agua de Circulación, un sistema abierto que suministra agua continua a los condensadores de la turbina, utilizando torres de refrigeración para disipar el calor. En el caso en el que se instalen doce módulos son necesarias dos torres de refrigeración.

En la Tabla 2 que puede verse a continuación se detallan las características más importantes de la central.

Tabla 2. Características generales de la planta de NuScale.

Características generales de la planta de NuScale	
Potencia térmica (MWt)	160
Densidad de potencia media (kW/m)	8,2021
Presión (bar)	127,553
Temperatura del combustible (K)	900
Temperatura del moderador (K)	600

Fuente: NuScale Power LLC, 2020.

4.3. DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN

Las centrales nucleares se clasifican en función del tipo de reactor. El reactor de la empresa NuScale, al igual que todos los reactores que existen en España, es de agua ligera (*Light Water Reactor*, LWR). Estos reactores pueden ser de Agua a Presión (*Pressurized Water Reactor*, PWR) o de Agua en Ebullición (*Boiling Water Reactor*, BWR). El reactor de NuScale es un PWR. En este tipo de reactores el refrigerante (el agua ligera) se encuentra a una presión muy alta para evitar que hierva, superando los 300°C.

A pesar de que el reactor de NuScale es del tipo PWR, existen diferencias entre los PWR de las centrales habituales y el PWR de los SMRs, como es el de NuScale.

El SMR de NuScale tiene un elemento llamado Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (*Nuclear Steam Supply System*, NSSS), que contiene el núcleo del reactor, dos generadores de vapor de serpentín helicoidal y un presionador. Todos estos elementos se encuentran dentro de la vasija de acero del reactor (vasija de presión), a diferencia de los PWR tradicionales.

A continuación, se ofrece en la Figura 5 un esquema del funcionamiento de la central de NuScale Power. Una central nuclear de NuScale consta, al igual que un PWR tradicional, de 3 circuitos distintos, el primario, secundario y terciario. Los circuitos primario y secundario son cerrados, mientras que el terciario es abierto.

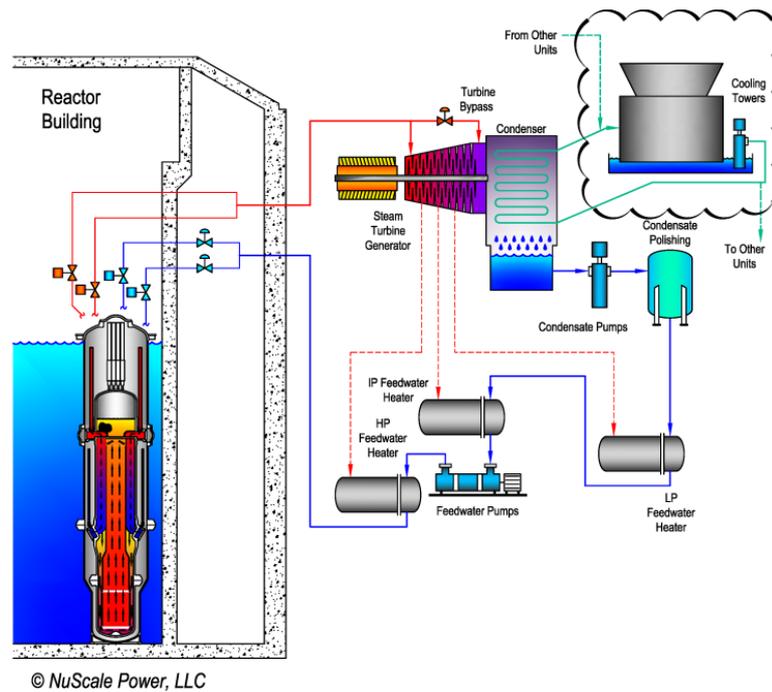


Figura 5. Esquema de funcionamiento de la central (NuScale Power, LLC., 2020).

4.3.1. Circuito primario

En el circuito primario se encuentra el reactor, que es el lugar donde se calienta el agua hasta unos 323 °C gracias al calor generado por la fisión de los núcleos de uranio. El agua calentada se mantiene en estado líquido gracias al presionador, que, en este reactor, se encuentra dentro de la vasija. Tras calentarse, el agua pasa por los generadores de vapor, que son de tipo helicoidal, y convierten el agua caliente en vapor. Esto constituye la denominada configuración integral, que quiere decir que tanto el núcleo como los generadores de vapor se encuentran dentro de la vasija. En el circuito primario también se encuentran, al igual que los PWR, las barras de control, que se encargan de regular y controlar la reacción en cadena que tiene lugar en el núcleo. A medida que el agua transfiere calor a los generadores de vapor, ésta se enfría y se vuelve más densa, lo que impulsa el flujo por circulación natural. Como la circulación del agua y del vapor se realiza por convección natural no son necesarias las bombas de refrigerante, otro aspecto diferenciador con respecto a los PWR habituales, y que constituye la seguridad pasiva del reactor.

4.3.2. Circuito secundario

A medida que el vapor sube por los tubos del generador de vapor, se va calentando hasta producir vapor sobrecalentado, que sale de la vasija y se utiliza para impulsar las turbinas. La energía mecánica que se obtiene se convierte en energía eléctrica al mover el generador eléctrico. Después de la turbina se encuentra el condensador, que está conectado a las torres de refrigeración (pueden ser una o dos, en función del número de módulos), que disipan el calor al ambiente. El agua condensada es recirculada a los generadores de vapor. Para ello, antes pasa por unos sistemas de tratamiento y bombeo de agua, que incluyen las bombas de condensado y el pulido de condensado (para eliminar impurezas), y por un sistema de

calentamiento que incluyen dispositivos para calentar el agua antes de que regrese a los generadores de vapor. Los circuitos primario y secundario están separados, lo cual es importante para la contención de la radiactividad.

4.3.3. Circuito terciario

Por último, el circuito terciario, a diferencia de los otros dos, es un circuito abierto. Esto quiere decir que el agua se toma de una fuente (un embalse, un río, una cuenca...) y las bombas de agua de enfriamiento las impulsan hacia el condensador para enfriar el vapor que mueve la turbina.

En la Figura 6 se puede observar el esquema de un PWR tradicional. En él se ve que tanto el presionador (representado por las letras PZR, *Pressurizer*) como el generador de vapor (*Steam Generator*, SG) están fuera de la vasija del reactor. También se observa cómo es necesario el uso de bombas de refrigerante para impulsar el agua (RCP, *Reactor Coolant Pump*).

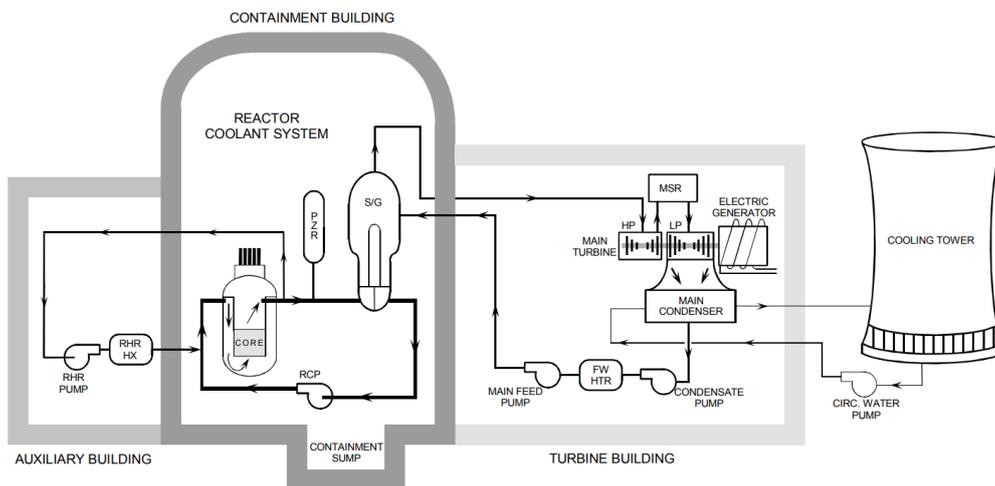


Figura 6. Esquema de una central PWR tradicional (Comission y col., 2007).

4.4. INTRODUCCIÓN AL REACTOR

El reactor es el dispositivo que permite mantener la reacción en cadena de la fisión de manera controlada.

Dentro de él se encuentra el combustible, el moderador, el refrigerante, los elementos de control, elementos estructurales, el generador de vapor y el núcleo, que es el corazón de reactor. En este capítulo se explicarán los componentes que conforman el reactor y sus principales características.

4.5. CARACTERÍSTICAS Y DISEÑO DEL REACTOR

4.5.1. Combustible del reactor de NuScale

El combustible del reactor son pequeñas pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (UO_2). Estas pastillas se encuentran dentro de unas varillas o barras revestidas de una aleación de zirconio, un material que se caracteriza por su resistencia a la corrosión, baja absorción neutrónica y alta resistencia mecánica a baja temperatura. El UO_2 es enriquecido para aumentar su fracción de uranio-235 (U-235) hasta el 4,55%. Este porcentaje varía en función de en qué lugar del núcleo se encuentre la varilla de combustible. La Figura 7 ofrece un esquema de una varilla de combustible.

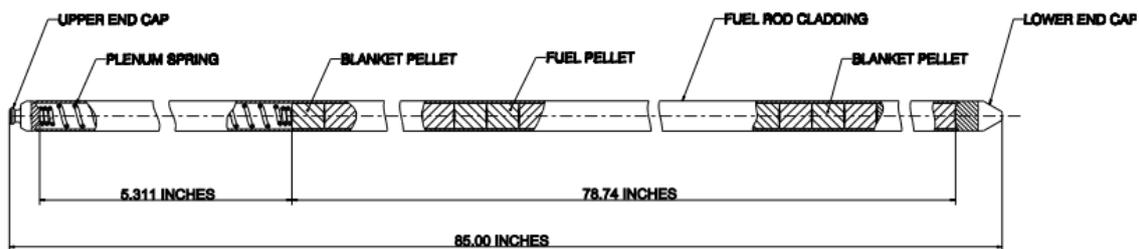


Figura 7. Esquema de una varilla de combustible (NuScale Power LLC, 2020).

Tabla 3. Características de las varillas de combustible.

Características físicas de las pastillas de combustible	
Diámetro (cm)	0,81153
Longitud (cm)	1,016
Características físicas de las varillas de combustible	
Diámetro interior (cm)	0,82804
Diámetro exterior (cm)	0,94996
Espesor del revestimiento de zirconio (cm)	0,06096

Fuente: NuScale Power LLC, 2020. Adaptación propia.

4.5.2. Elemento de combustible

Las varillas de combustible están agrupadas homogéneamente en matrices cuadradas de 17x17 elementos. De esta manera, se forma un conjunto o elemento de combustible. Cada elemento de combustible está formado por 264 varillas de combustible, un tubo de instrumentación y 24 tubos guía. Los tubos guía son los componentes estructurales cuya función es dirigir y sostener las barras de control. En cada elemento de combustible hay, por lo tanto, 24 posiciones en las que se puede introducir barras de control, unas varillas de carburo de boro (B_4C) y aleación de plata-indio-cadmio que sirven para absorber neutrones

y controlar la reacción en cadena. Los materiales con los que están fabricadas hacen que estas barras puedan interferir en la población neutrónica para modificar la k_{eff} . Cuando se introducen las barras, disminuye la población neutrónica y la reacción se ralentiza.

Tabla 4. Características físicas de los elementos de combustible.

Características físicas de los elementos de combustible	
Número de varillas	264
Matriz	17x17
Altura (cm)	238,76
Lado (cm)	21,50364
Distancia entre varillas, de centro a centro (cm)	1,25984
Número de tubos guía	24
Número rejillas espaciadoras	5

Fuente: NuScale Power LLC, 2020.

Algunos elementos de combustible contienen en determinadas varillas óxido de gadolinio (Gd_2O_3), un veneno quemable que está mezclado homogéneamente con las pastillas de UO_2 y que se utiliza para absorber neutrones y asegurar una distribución de potencia radial adecuada. A medida que el reactor opera, el Gd_2O_3 se consume, por lo que su capacidad de absorción de neutrones se va reduciendo gradualmente. Esto ayuda a controlar la reacción en el núcleo. Para este trabajo, se ha añadido a algunos elementos de combustible ocho varillas con un 4% de Gd_2O_3 y con la disposición que aparece en la Figura 8.

En los elementos de combustible hay cinco rejillas espaciadoras, que se encargan de que las varillas estén correctamente alineadas y proporciona estabilidad estructural al conjunto. También, aseguran que el agua (refrigerante) pueda fluir uniformemente alrededor de todas las varillas. Además, hay una boquilla superior y otra inferior que también contribuyen a la estabilidad estructural proporcionando un punto de fijación a las varillas.

Los elementos de combustible son, por tanto, muy parecidos a los de los PWR tradicionales. La diferencia fundamental es que la longitud de los elementos de combustible del SMR de NuScale es aproximadamente la mitad.

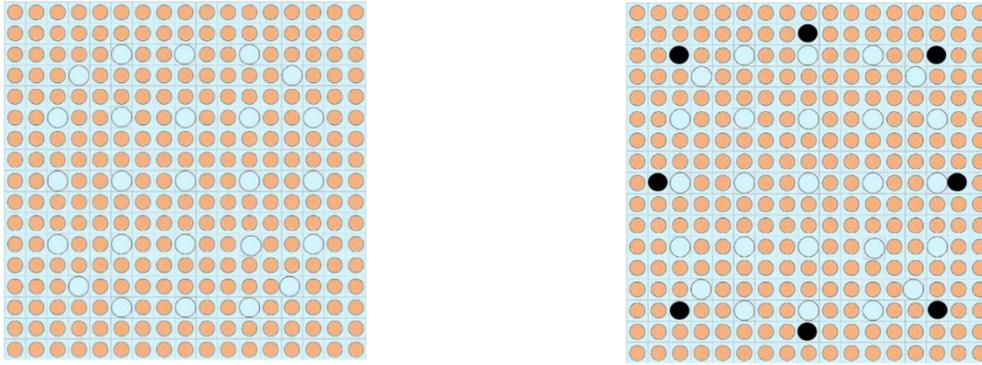


Figura 8. Vista en planta de un elemento de combustible. A la derecha, con algunas varillas con gadolinio (Fridman et al., 2023).

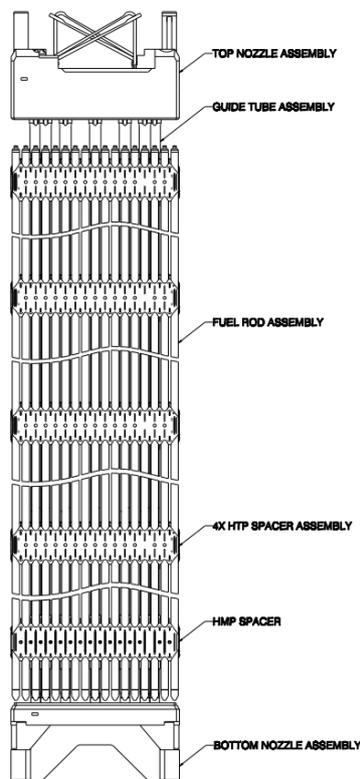


Figura 9. Vista en alzado de un elemento de combustible (NuScale Power LLC, 2020).

4.5.3. Núcleo

En el núcleo del reactor se produce la reacción en cadena controlada. El de NuScale está formado por 37 elementos de combustible. Los elementos de combustible, en función del lugar del núcleo en el que están, tienen configuraciones ligeramente distintas (véase Figura 10).

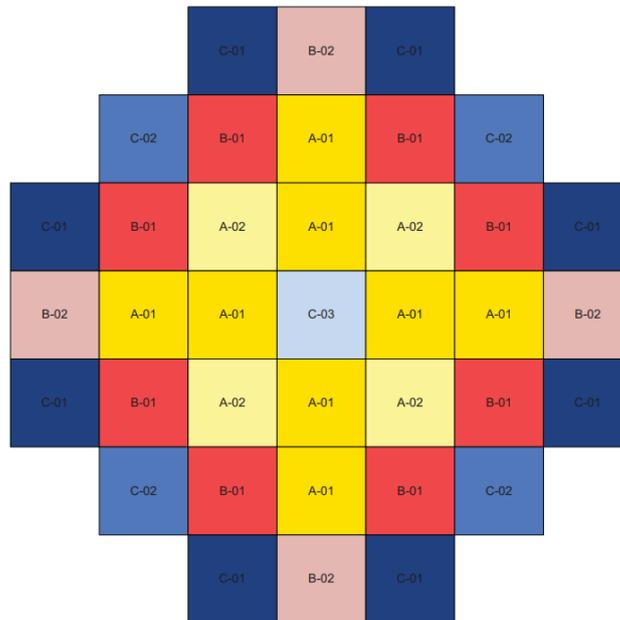


Figura 10. Disposición de los elementos de combustible (NuScale Power LLC, 2020).

A continuación, se explica los diferentes elementos de combustible:

- Tipo A-01: combustible con dos ciclos de quemado y un 4,05% de enriquecimiento de uranio-235.
- Tipo A-02: combustible con dos ciclos de quemado, un 4,55% de enriquecimiento de uranio-235 y con algunas varillas con óxido de gadolinio.
- Tipo B-01: combustible con un ciclo de quemado y un 4,05% de enriquecimiento de uranio-235.
- Tipo B-02: combustible con un ciclo de quemado, un 4,55% de enriquecimiento de uranio-235 y con algunas varillas con óxido de gadolinio.
- Tipo C-01: combustible fresco y un 4,05% de enriquecimiento de uranio-235.
- Tipo C-02: combustible fresco, con un 4,55% de enriquecimiento de uranio-235 y con algunas varillas con óxido de gadolinio.
- Tipo C-03: combustible fresco con un 2,60% de enriquecimiento de uranio-235.

Los ciclos de recarga de combustible son de dos años, lo que es equivalente a un ciclo de doce GWd/MTU (12 Gigavatio-día por tonelada métrica de uranio). Como se observa, se coloca el combustible fresco en la periferia del núcleo y se desplaza el combustible quemado hacia el centro. Esto es un enfoque que se llama “de fuera hacia dentro”. Gracias a esta gestión de combustible y al reflector de acero, se reducen los picos de potencia. De este modo, la potencia máxima no se encuentra en los elementos del centro y hay una distribución de potencia más uniforme en todo el núcleo. Este enfoque también minimiza la necesidad del uso de veneno quemable, ya que la distribución de potencia es más homogénea. La concentración de boro y los picos de potencia son mayores al comienzo del ciclo.

El núcleo del reactor está rodeado por la vasija de acero que actúa como reflector de neutrones, el cual evita la fuga de neutrones radialmente desde el núcleo. El núcleo se encuentra rodeado de agua ligera, que es el moderador que se usa en este reactor (además de como refrigerante). El moderador sirve para reducir la alta energía de los neutrones de fisión (sin absorberlos) para que se produzca la sección eficaz máxima para que ocurran las reacciones de fisión. El agua tiene una cantidad determinada de boro, un elemento que sirve para compensar el exceso de reactividad al inicio del ciclo. Conforme se va quemando el combustible la concentración de boro en el agua va disminuyendo, y es algo que se comprobará posteriormente.

Como se ha visto anteriormente, el núcleo está sumergido en agua, que absorbe el calor generado por la reacción. La vasija de contención rodea a la piscina de agua, y está construida, al igual que la vasija de presión, de acero. Esta vasija de contención es equivalente al edificio de contención en un PWR tradicional, que suele estar construido de hormigón.

En la Figura 11 se representan los 37 elementos de combustibles rodeados por el moderador, que es el agua. El cilindro es la vasija de acero (vasija de presión) que contiene al núcleo, presionador y generadores de vapor.

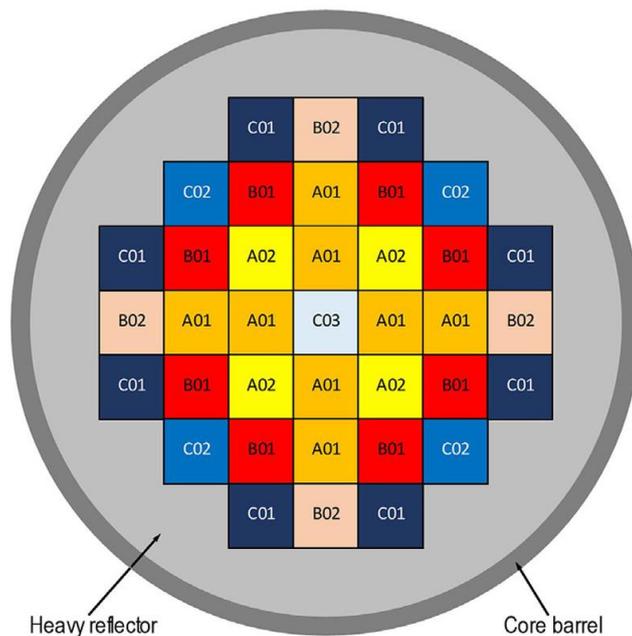


Figura 11. Núcleo del reactor dentro de la vasija de presión (Fridman et al., 2023).

Alrededor de la vasija de presión se encuentra la vasija de contención, que alberga los mecanismos de accionamiento de las barras de control y las tuberías y componentes asociados del NSSS. Una de las funciones de esta vasija es eliminar el calor generado dentro del reactor. También sirve, si se activa el Sistema de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo, para transferir el calor residual generado en el reactor a la piscina del reactor, que es el agua que rodea a la vasija de presión (está entre la vasija de presión y la vasija de contención).

Además, esta vasija proporciona un soporte estructural para la vasija de presión. Las características del núcleo y las vasijas pueden verse resumidas en la Tabla 5.

Tabla 5. Características del núcleo y las vasijas.

Características del núcleo y las vasijas	
Diámetro del núcleo (cm)	150,495
Masa de UO ₂ por cm de altura (g/cm)	4,72
Diámetro interior de la vasija de presión (cm)	187,96
Diámetro exterior de la vasija de presión (cm)	198,12
Diámetro interior de la vasija de contención (cm)	216
Diámetro exterior de la vasija de contención (cm)	231,24

Fuente: NuScale Power LLC, 2020 y Fridman et al., 2023.

4.6. CARACTERÍSTICAS DE SEGURIDAD DEL REACTOR DE NUSCALE

El aspecto de la seguridad es fundamental en el diseño y operación de los reactores nucleares. A pesar de que todos los reactores que operan hoy en día en España están equipados con múltiples sistemas de seguridad, el SMR de NuScale incorpora una evolución importante en este aspecto.

El reactor de NuScale cuenta con un diseño integral de su Módulo de Energía (NPM). Esto elimina la necesidad del uso de las tuberías de agua externas. En los PWR tradicionales, las tuberías son necesarias para transportar el calor del núcleo a los generadores de vapor, que se encuentran fuera de la vasija (véase Figura 12). Sin embargo, en este SMR, los componentes principales (núcleo, presionador y generadores de vapor) están dentro de la vasija, por lo que el vapor circula por la misma. Esto reduce el riesgo de fugas y simplifica el diseño de refrigeración.

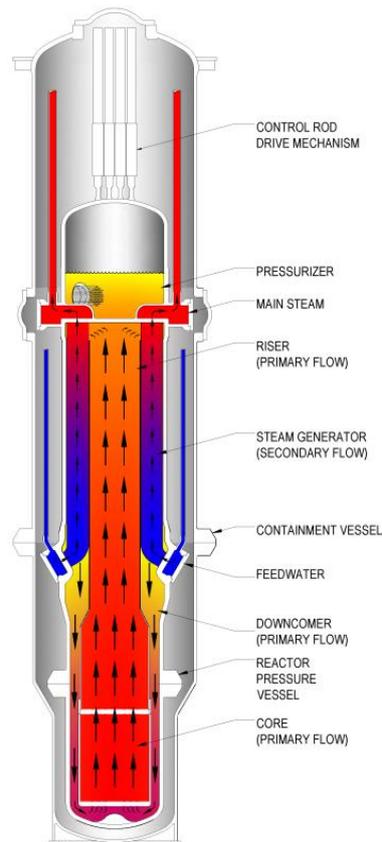


Figura 12. Vasija de presión del reactor (NuScale Power LLC, 2020).

Además, gracias a este diseño, el agua (refrigerante) circula por convección natural. El movimiento del agua caliente hacia arriba y el agua fría hacia abajo genera un flujo constante a través del núcleo sin necesidad de bombas. De este modo, no existen bombas de refrigerante, lo que reduce las posibilidades de riesgo mecánico y simplifica el diseño del sistema de refrigeración. Esto es una característica de seguridad pasiva, ya que se minimiza la necesidad de intervención humana o energía eléctrica externa.

Otro sistema de seguridad pasiva del reactor es que cada módulo está diseñado para estar sumergido parcialmente en una piscina de agua. Esta piscina, absorbe el calor generado por la reacción. A medida que el agua en contacto directo con el módulo del reactor se calienta, se produce convección natural dentro de la propia piscina. La piscina también actúa como una capa de protección radiológica, ya que el agua es efectiva como barrera para la radiación. En la Figura 13, que se encuentra en la siguiente página, se observa el edificio del reactor con el módulo parcialmente sumergido.



Figura 13. Edificio del reactor, donde se observa el módulo parcialmente sumergido (NuScale Power LLC, 2020).

5. ANÁLISIS DE CRITICIDAD

5.1. PLANTEAMIENTO DEL PROBLEMA: SIMULACIÓN DEL REACTOR

Con este trabajo, se pretende iniciar el análisis de un SMR que ha sido el primero y en este momento es el único que ya ha sido certificado por la Comisión Reguladora Nuclear de EE. UU. (*Nuclear Regulatory Commission, NRC*). La norma (NRC-2017-0029) entró en vigor el 21 de febrero de 2023 (*Nuclear Regulatory Commission, 2023*). La entrada de esta norma ha supuesto un avance significativo en el desarrollo de este tipo de tecnologías.

En el diseño y operación de un reactor nuclear, garantizar que el reactor mantenga un estado de Criticidad a lo largo de todo el ciclo de quemado de combustible es esencial, ya que el reactor tiene que funcionar en todo momento de manera estable para que sea seguro y eficiente. En este sentido, el problema que se plantea es determinar la concentración óptima de boro en el moderador para que el reactor se encuentre en Criticidad durante todo el ciclo de operación.

Para resolver este problema de manera adecuada se utilizan códigos de simulación neutrónica, en este caso Serpent, que permiten simular el comportamiento del reactor. Estos códigos son herramientas fundamentales en el diseño y validación de reactores, pues proporcionan información detallada sobre la distribución de neutrones y la evolución de la reactividad del núcleo. La correcta implementación de este tipo de análisis se relaciona fuertemente con la titulación de Ingeniería en Tecnologías Industriales, puesto que un graduado en GITI debe ser capaz de asegurar la eficiencia, seguridad y sostenibilidad de los sistemas energéticos.

Además, estos análisis son requeridos por regulaciones y normativas de cada país antes de que cualquier reactor entre en funcionamiento. La seguridad del reactor depende en gran medida de la confiabilidad de estos estudios, los cuales deben demostrar que el reactor puede operar dentro de los límites de seguridad establecidos.

5.2. DESARROLLO DEL CÓDIGO PARA EL CICLO INICIAL

Tras conocer en detalle cómo funciona el código Serpent y sus métodos para resolver problemas de análisis de Criticidad, se procede a diseñar el reactor utilizando la sintaxis de propia del código. Se realiza un fichero de entrada en con un editor de texto tradicional, que, posteriormente se ejecuta en el sistema operativo Linux para obtener resultados. En este proyecto se diseña el reactor: elementos de combustible, tubos guía, el moderador (agua que rodea al combustible y a la vasija de presión), la vasija de presión y la vasija de contención.

Para realizar el análisis de Criticidad, se realiza primeramente un fichero de entrada para el ciclo inicial del reactor. Posteriormente, se realiza el código para el quemado, estableciendo diversos pasos hasta alcanzar los dos años de ciclo. A continuación, se explican las líneas más relevantes del fichero de entrada para el ciclo inicial.

5.2.1. Definición de materiales

El código comienza con la definición de los materiales del reactor, desde el combustible de cada módulo hasta la vasija de contención de acero contiene a la vasija de presión.

En primer lugar, se define la composición y los materiales del módulo de combustible. A modo de ejemplo, en esta memoria, se explica la definición del combustible de dos elementos: uno sin Gd_2O_3 y otro que contiene Gd_2O_3 en algunas de sus varillas.

```
% Material fuelA: combustible del módulo A-01
mat fuelA      -10.3070  tmp 900
 92235.09c    -3.569887E-02  % U235
 92238.09c    -8.457547E-01  % U238
 8016.09c     -1.182584E-01  % O16
 8017.09c     -4.504765E-05  % O17
```

Figura 14. Definición del material de un módulo de combustible. Elaboración propia.

En esta Figura se definen los elementos del módulo A-01. La definición del material en Serpent empieza con la palabra 'mat', seguida del nombre que se le asigne al material. En este caso se le ha llamado 'fuelA'.

A continuación, se especifica la densidad (en este caso en g/cm^3) y la temperatura del material (en Kelvin). En Serpent, un valor de densidad negativo indica que el valor que se introduce es el de densidad másica. Conforme a las especificaciones del reactor, la densidad del combustible es $10,3070 g/cm^3$ y la temperatura del combustible 900 K.

Tras definir la densidad y temperatura, se especifican los isótopos que componen el material. Como el combustible es UO_2 , los elementos del material son oxígeno (O) y uranio (U). Los dos primeros números corresponden al número atómico (Z) de cada elemento (92 el del uranio y 8 el del oxígeno). Los dos siguientes representan el isótopo correspondiente de cada elemento (U-235, U-238, etc.). El .09c y .06c son los identificadores de la biblioteca de datos.

A la derecha se encuentra la fracción másica de cada elemento dividida entre la densidad. Esta se calcula teniendo en cuenta la masa atómica de cada elemento, el número de átomos de cada elemento y el peso relativo de cada isótopo.

Aquellos módulos que tengan gadolinio, se añaden los isótopos de gadolinio y se calcula la fracción másica de todos los isótopos de cada elemento. Para este proyecto, se ha añadido a 8 varillas de combustible un 4% de óxido de gadolinio (Gd_2O_3).

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
% --- Combustible C-02: 4.55% en peso de U235 y 4% de óxido de gadolinio

% Material fuelCG: combustible del módulo C-02 con galolinio

mat fuelCG      -10.3070    tmp 900
92235.09c      -3.850160E-02    % U235
92238.09c      -8.076874E-01    % U238
8016.09c       -1.188179E-01    % O16
8017.09c       -4.526079E-05    % O17
64152.09c      -6.940736E-05    % Gd152
64154.09c      -7.565403E-04    % Gd154
64155.09c      -5.136145E-03    % Gd155
64156.09c      -7.103844E-03    % Gd156
64157.09c      -5.431126E-03    % Gd157
64158.09c      -8.620394E-03    % Gd158
64160.09c      -7.586225E-03    % Gd160
```

Figura 15. Definición del material de un módulo de combustible con gadolinio. Elaboración propia.

Tras definir el combustible, se definen el resto de los materiales: el revestimiento de las varillas de combustible, compuesto principalmente de zirconio, el material de la tanto de la vasija de presión como de la vasija del reactor (que están fabricadas de acero SS304), etc.

Asimismo, se define el agua que rodea tanto a los elementos de combustible como a la vasija de presión (que se encuentra en una piscina de agua). En esta parte del código es donde se encuentran los isótopos de boro.

```
% --- Moderador (agua con boro)
mat modwater -0.65106  rgb 0 205 255 tmp 600
1001.06c    -0.111551855 % Hidrógeno
8016.06c    -0.885332184 % Oxígeno
5010.06c    -0.000620076 % Boro-10
5011.06c    -0.002495885 % Boro-11
```

Figura 16. Definición del moderador (agua y boro). Elaboración propia.

El agua, al encontrarse a una presión de 127,553 bar y una temperatura de 600K, tiene una densidad de 0,65106 g/cm³.

Se define el hidrógeno (H), oxígeno (O), que son los elementos que componen el agua ligera, y los dos isótopos estables del boro (B-10 y B-11). El B-10 representa el 20,1% del total de boro, mientras que el B-11 es el 80,1%. Inicialmente, se añade una concentración de boro en el agua cualquiera y, al ejecutarse el código, mediante y comando que se explicará posteriormente en el que se le indica que se quiere obtener una $k_{eff}=1$, obtendrá un factor de multiplicación por el cual hay que multiplicar el boro. De esta manera, se encuentra la concentración de boro necesaria para que el reactor esté en Criticidad.

5.2.2. Definición de la geometría del reactor

Tras definir todos los materiales, se definen las geometrías, que se definen mediante superficies, Pueden ser planos, cubos, cilindros, etc.

Las dos primeras superficies son dos planos en 'z' (horizontales) que delimitan la altura del módulo de combustible. Las superficies cúbicas se definen por sus límites en las direcciones x, y, y z, creando volúmenes dentro de los cuales se ubican los elementos de combustible. Las siguientes superficies son cilindros que definen la vasija de presión y la vasija de contención, con su diámetro interior y exterior.

```
% NÚCLEO

% Planos que delimitan la altura del módulo de combustible
surf 14 pz -119.38
surf 15 pz 119.38

% Estas superficies son las que constituyen la matriz con los 37 elementos
surf 11 cuboid -75.26274 75.26274 -53.75910 53.75910 -119.38 119.38
surf 12 cuboid -32.25546 32.25546 53.75910 75.26274 -119.38 119.38
surf 13 cuboid -32.25546 32.25546 -75.26274 -53.75910 -119.38 119.38

%Cilindro vasija de presión (diámetro interior y exterior)
surf 2 cylz 0 0 93.98 -182.88 182.88
surf 3 cylz 0 0 99.06 -182.88 182.88

%Cilindro vasija de contención (diámetro interior y exterior)
surf 4 cylz 0 0 108 -182.88 182.88
surf 6 cylz 0 0 115.62 -182.88 182.88
```

Figura 17. Definición de la geometría del reactor (parte 1). Elaboración propia.

En las siguientes líneas se definen las celdas que constituyen los elementos del reactor: los módulos de combustible, el agua que los rodea, la vasija a presión y la vasija de contención. En Serpent, una celda es una región del espacio que contiene un material específico y está delimitada por superficies geométricas, que se han definido anteriormente. Las tres primeras líneas de la Figura 18 son las celdas que constituyen los elementos de combustible. Los números que aparecen son las superficies que limitan las celdas. Si le precede un signo negativo, quiere decir que la celda incluye la región de dentro (el interior) de esa superficie. Si el número es positivo, la celda incluye la región de fuera (el exterior) de la superficie. Los comandos 'fil core' indican que estas celdas están definidas utilizando el material del 'core1', 'core2' y 'core3', que están definidos más adelante.

Las otras celdas constituyen el exterior de la vasija de contención, el moderador que rodea al módulo de combustible y bajo el que está la vasija de presión y el acero SS304 (que se ha definido previamente) de la vasija de presión y la vasija de contención.

```
% Celdas que constituyen los elementos de combustible
cell 5 0 fill core1 -11 14 -15
cell 6 0 fill core2 -12 14 -15
cell 7 0 fill core3 -13 14 -15

% Celdas que constituyen las partes que rodean a los elementos
cell o1 0 outside 6
cell cc1 0 modwater 11 12 13 -2
cell ci1 0 ss304 2 -3
cell cc2 0 modwater 3 -4
cell ci2 0 ss304 4 -6
```

Figura 18. Definición de la geometría del reactor (parte 2). Elaboración propia.

Después, se constituye finalmente el conjunto de combustible, formado por los 37 elementos de combustible y dispuestos adecuadamente. Se divide en tres matrices, que están “pegadas” entre ellas, para que no haya solape con el cilindro de la vasija de presión. Los elementos de combustible (A01, A02, B01, B02, etc.) están constituidos por matrices de 17x17 que se definen más adelante.

```
lat core1 1 0.0 0.0 7 5 21.50364
uWW C02 B01 A01 B01 C02 uWW
C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01
B02 A01 A01 C03 A01 A01 B02
C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01
uWW C02 B01 A01 B01 C02 uWW

lat core2 1 0.0 64.51092 3 1 21.50364
C01 B02 C01

lat core3 1 0.0 -64.51092 3 1 21.50364
C01 B02 C01
```

Figura 19. Disposición de los elementos de combustible. Elaboración propia.

A continuación, se define las superficies cúbicas con las dimensiones de cada elemento de combustible. Se definen dos cubos, uno de ellos un poco más grande, ya que los elementos de combustible tienen una pequeña capa de agua antes de encontrarse con otros elementos de combustible adyacentes, que proporciona una barrera entre los elementos y facilita la transferencia de calor.

Se define también la geometría de los tubos guía. En el interior hay agua y están recubiertos del revestimiento de aleación de zirconio (‘clad’). Por debajo y por encima de los tubos guía también hay agua.

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
% Superficies de cada módulo de combustible

surf a1 cuboid -10.70864 10.70864 -10.70864 10.70864 -119.38 119.38
surf a2 cuboid -10.75182 10.75182 -10.75182 10.75182 -119.38 119.38

% Tubo guía

pin gta
modwater 0.59182
clad 0.61214
modwater

cell gt1 gt modwater -14
cell gt2 gt fill gta 14 -15
cell gt3 gt modwater 15
```

Figura 20. Definición de las superficies de cada módulo de combustible y del tubo guía. Elaboración propia.

Ahora se definen los elementos de combustible. Existen nueve elementos de combustible. Se va a explicar el primero de ellos, ya que la metodología es la misma para los ocho restantes.

En el elemento A-01 se definen en primer lugar unas celdas en las que se indica que la superficie 'a1' (que es el cubo con las dimensiones del elemento de combustible) se "rellena" con la matriz 'MA1', que es una matriz de 17x17 donde se encuentran las varillas de combustible y los tubos guía. La otra celda indica que el elemento de combustible tiene una pequeña capa de agua alrededor, como se ha explicado anteriormente.

Debajo de la matriz del elemento de combustible se definen las varillas de combustible, en este caso para el elemento del tipo A-01. Se indica el radio de las pastillas de combustible y el radio interior y exterior ('gap' y 'clad') de la varilla. Se definen también las celdas, en las que se indica que por encima y por debajo de la altura de las varillas de combustible hay agua, y que las varillas contienen dentro pastillas de uranio ('fill A').

```

% Módulo de combustible tipo A1

cell a1 A01 fill MA1 -a1
cell a2 A01 modwater -a2 a1

lat MA1 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA gt fA gt fA gt fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA gt fA fA fA fA fA fA fA fA gt fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA

% --- Pin de Combustible - Combustible A tipo MA1

pin A
fuelA 0.405765
gap 0.41402
clad 0.47498
modwater

cell A1 fA modwater -14
cell A2 fA fill A 14 -15
cell A3 fA modwater 15

```

Figura 21. Definición de un elemento de combustible. Elaboración propia.

Tras hacer lo mismo con el resto de los elementos de combustible se termina de definir la geometría del reactor de NuScale.

5.2.3. Comandos para la ejecución del código

Las últimas líneas de código son las órdenes con los comandos para la ejecución del código y obtener los ficheros de salida correctamente.

Uno de los aspectos más relevantes de estas líneas es el número de ciclos y número de neutrones por ciclo. Para el desarrollo de este trabajo, se establecen 8050 ciclos y 5000 neutrones por ciclo. Se observa que se omiten los 200 primeros ciclos. Esto es debido a que,

al comenzar la simulación de Monte Carlo la distribución de neutrones no es representativa del comportamiento real del reactor. Durante los primeros ciclos la distribución de neutrones puede fluctuar bastante hasta que se estabilicen. Se introduce también la potencia del reactor, que es de 160 MW térmicos o la densidad de potencia.

```
% --- Población de neutrones y ciclos de criticidad
% ---- Ciclos: 8050
% ---- Neutrones por ciclo: 5000
% ---- Ciclos omitidos: 200

set pop 5000 8050 200
```

Figura 22. Ciclos y número de neutrones por ciclo. Elaboración propia.

También, y como se ha mencionado anteriormente, se establece una orden por la que el programa itera para obtener una concentración de boro en el moderador que haga que la k_{eff} sea igual a 1. En este comando se indican el material y los isótopos que se quieren modificar (B-10 y B-10) para lograr que el reactor esté en Criticidad. Además, se establecen una serie de ciclos inactivos adicionales para que el resultado sea más preciso.

```
% Iteración para conseguir k=1
set iter nuc 200 1 2 50100 50110 1 modwater
```

Figura 23. Orden para iterar cantidad de boro. Elaboración propia.

Por último, y para obtener el flujo neutrónico a nivel de varilla, se definen detectores, que sirven para medir y registrar diferentes tipos de datos sobre los neutrones durante la simulación. Se ha medido el valor de flujo neutrónico en cada varilla de cada matriz y en 3 niveles de altura axiales (superior, inferior y centro).

```
det A01
de 1
dl MA1
dz -119.38 119.38 3

det A02
de 1
dl MA2
dz -119.38 119.38 3
```

Figura 24. Detectores de dos matrices para obtener el flujo neutrónico. Elaboración propia.

5.3. DESARROLLO DEL CÓDIGO PARA EL QUEMADO

Para realizar el quemado, se diseña el reactor del mismo modo que en el caso anterior, pero se añade el comando 'burn 1' en aquellos materiales que se tienen que quemar, que son, básicamente los elementos de combustible. El '1' significa que el material es quemable.

```
% --- Combustible A-01: 4.05% en peso de U235

% Material fuelA: combustible del módulo A-01

mat fuelA    -10.3070  tmp 900 burn 1
 92235.09c   -3.569887E-02 % U235
 92238.09c   -8.457547E-01 % U238
 8016.09c    -1.182584E-01 % O16
 8017.09c    -4.504765E-05 % O17
```

Figura 25. Quemado en un material de combustible. Elaboración propia.

El resto de los materiales se mantienen igual que como estaban al inicio y, la geometría, evidentemente, tampoco cambia.

Donde sí que hay cambios es, como es esperable, en los comandos que se añaden para realizar el quemado. El comando fundamental para que se haga la simulación en el quemado es 'set bumode 2', donde se configura el tratamiento de agotamiento del combustible y el método para resolver las ecuaciones de agotamiento, que, en este caso se escoge el método CRAM (*Chebyshev Rational Approximation Method*), que calcula de manera eficiente y precisa la evolución de los isótopos del combustible bajo irradiación. Se establece también el cálculo 'predictor-corrector', un método que hace primero una predicción de los cambios en la composición del combustible y luego la corrige con un cálculo más detallado, de manera que se mejora la precisión y se pueden corregir algunos errores.

Se indica también la densidad de potencia del reactor, calculada a partir de la potencia térmica del reactor (160 MW) y la masa total de combustible (249,476 kg por elemento de combustible).

```
set bumode 2 % CRAM
set pcc 1 % Predictor-corrector
set xscal 2

set powdens 17.3500414E-3
```

Figura 26. Parámetros para la orden de quemado. Elaboración propia.

Por último, se establecen los distintos pasos de quemado de los que se quieren obtener resultados. En este caso, se han elegido ocho pasos de quemado (siete más el inicial), con menor separación entre ellos los primeros días tras el inicio del ciclo, ya que la composición isotópica del combustible cambia rápidamente al inicio.

NOTA: Este código se encuentra completo en el Anexo.

```
dep daytot
30
90
146
292
438
584
730
```

Figura 27. Pasos de quemado. Elaboración propia.

5.4. EJECUCIÓN DEL CÓDIGO

Para ejecutar el código en primer lugar se transfiere el archivo de entrada a un ordenador ('nodo11') del servidor remoto de Linux con el programa 'WinSCP'. En el 'nodo11' se almacenan las librerías de Serpent que proporcionan los datos de secciones eficaces, información de los isótopos, etc.

En la Figura 28 se observa que a la izquierda están los archivos del ordenador propio y, arrastrando los archivos a la derecha se transfieren al terminal en remoto, en este caso al 'nodo11'.

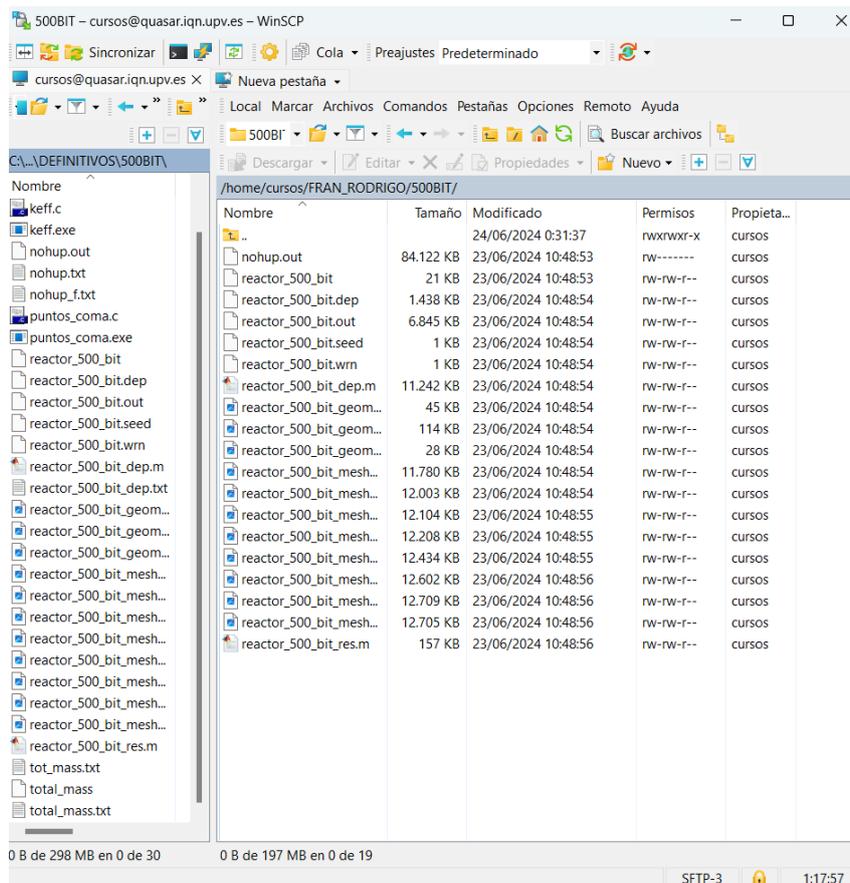


Figura 28. Interfaz WinSCP. Elaboración propia.

Una vez se traspasan los archivos al 'nodo11', se utiliza 'MobaXterm' para acceder remotamente al servidor de Linux. Para realizar la simulación hay que conectarse al 'nodo17' y transferir los archivos de entrada que están en el 'nodo11'. Para ello se utiliza el comando 'sftp', que transfiere archivos entre nodos de forma segura.

Una vez transferidos los archivos de entrada, el código se ejecuta con el comando 'nohup sss2_icc_upv.omp -omp 10 nombre del archivo &'. En este comando se indica que el código se ha ejecutado con una programación multiproceso, en este caso con 10 núcleos de procesamiento simultáneos ('-omp 10'), lo cual acelera el proceso considerablemente. El parámetro 'nohup' sirve para que el código se ejecute de fondo, incluso habiéndose desconectado de la sesión, ya que el proceso de ejecución es largo. El '&' se usa para que la terminal quede libre para otros comandos mientras se ejecutan otros procesos en segundo plano.

```
[cursos@quasar ~]$ ssh -Y node17
Activate the web console with: systemctl enable --now cockpit.socket

Last login: Fri Jun 28 17:25:28 2024 from 192.168.0.11
cd [cursos@node17 ~]$ cd FRAN_RODRIGO
[cursos@node17 FRAN_RODRIGO]$ cd FINAL
[cursos@node17 FINAL]$ ls -l
total 189984
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 21432 Jun 28 16:08 FINAL
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 1075738 Jun 28 18:53 FINAL.dep
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 8868435 Jun 28 18:53 FINAL_dep.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 16:28 FINAL_det0.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 16:57 FINAL_det1.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 17:26 FINAL_det2.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 17:55 FINAL_det3.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 18:24 FINAL_det4.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 18:53 FINAL_det5.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 660733 Jun 28 19:19 FINAL_det6.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 45446 Jun 28 16:09 FINAL_geom1.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 116233 Jun 28 16:09 FINAL_geom2.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 28396 Jun 28 16:09 FINAL_geom3.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12061627 Jun 28 16:28 FINAL_mesh1_bstep0.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12279461 Jun 28 16:57 FINAL_mesh1_bstep1.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12391827 Jun 28 17:26 FINAL_mesh1_bstep2.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12506722 Jun 28 17:55 FINAL_mesh1_bstep3.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12732444 Jun 28 18:24 FINAL_mesh1_bstep4.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 12895250 Jun 28 18:53 FINAL_mesh1_bstep5.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 13290577 Jun 28 19:19 FINAL_mesh1_bstep6.png
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 7008797 Jun 28 16:10 FINAL.out
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 120267 Jun 28 18:53 FINAL_res.m
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 14 Jun 28 16:09 FINAL.seed
-rw-rw-r--. 1 cursos cursos 657 Jun 28 16:10 FINAL.wrn
-rw-----. 1 cursos cursos 74137116 Jun 28 19:19 nohup.out
```

Figura 29. Interfaz MobaXterm. Elaboración propia.

6. ANÁLISIS DE RESULTADOS

6.1. INTRODUCCIÓN

En este capítulo se analizan, interpretan y organizan los resultados obtenidos tras la ejecución de los archivos de entrada del código. Se analizan los resultados en el ciclo inicial y también en varias etapas de quemado, hasta alcanzar los dos años.

Los resultados que se obtienen son el coeficiente de multiplicación efectiva, la concentración de boro en el moderador y la distribución del flujo neutrónico. Asimismo, se presentan las gráficas con la evolución de los elementos más relevantes que se obtienen durante el quemado.

6.2. GEOMETRÍA DEL REACTOR

En primer lugar, se obtienen unas imágenes de la geometría del reactor. En la primera de ellas se muestra la vista en planta del conjunto de combustible, que tiene agua con boro alrededor y está contenido en la vasija de presión. Se observa también un segundo cilindro de acero, que es la vasija de contención del reactor. En la segunda, se muestra el perfil axial, donde se ve que el módulo de combustible está sumergido en el agua.

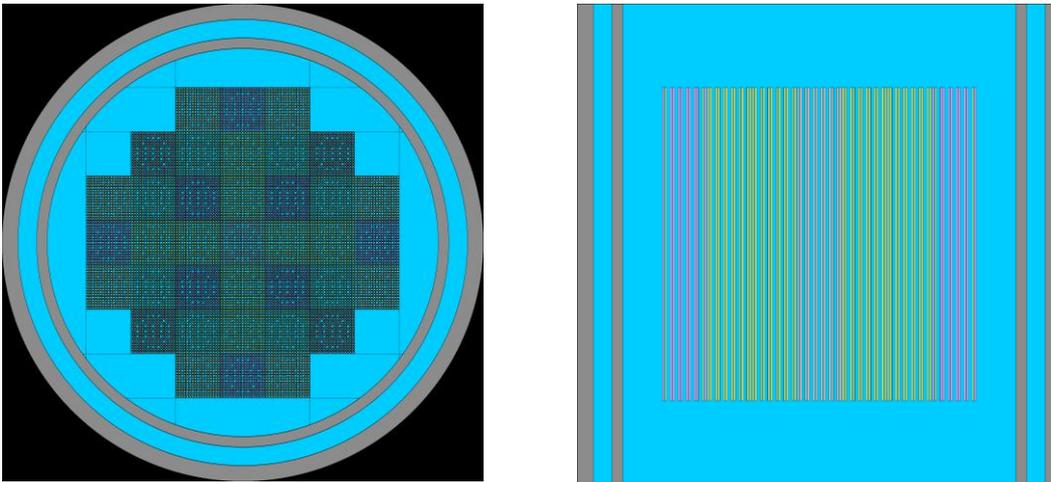


Figura 30. Vista en planta y corte axial del reactor. Generadas con Serpent.

6.3. CONCENTRACIÓN DE BORO Y COEFICIENTE DE MULTIPLICACIÓN EFECTIVA

En este epígrafe se explican los resultados que se obtienen de concentración de boro y k_{eff} en el ciclo inicial de combustible y en varios pasos de quemado, hasta alcanzar los dos años.

Como se ha mencionado anteriormente, para alcanzar la Criticidad del reactor, que es el objetivo principal de este trabajo, se necesita alcanzar un valor de k_{eff} igual a uno. Para ello, en este proyecto se busca obtener la concentración de boro en el moderador necesaria.

Tal y como se ha explicado en el capítulo 5, se ha establecido una orden de manera que Serpent itera para obtener la cantidad de B-10 y B-11 necesaria (y de ahí se obtiene la concentración de boro) para que el reactor esté en Criticidad.

En el ciclo inicial de combustible, antes del quemado, el valor de boro necesario en el moderador que se ha obtenido para lograr que el reactor esté en Criticidad es **3120,9 ppm**. Este valor se considera adecuado y realista teniendo en cuenta que el reactor se encuentra en la fase inicial del ciclo de combustible y que, por lo tanto, tiene una alta reactividad que necesita ser moderada.

En la Tabla 6 se observan los valores de k_{eff} obtenidos para distintas iteraciones de cálculo (lo que Serpent llama 'ciclos') en el ciclo inicial del reactor (antes del quemado) que se obtienen con una concentración de boro de 3120,9 ppm. Con el fin de lograr un resultado lo más preciso posible, se han realizado 8050 iteraciones con 5000 neutrones por cada iteración, omitiendo las primeras 400 iteraciones.

Tabla 6. Valores de k_{eff} para distintas iteraciones en el ciclo inicial.

Ciclo	k_{eff}	Desviación estándar (σ)
3	1,00331	0,00412
100	0,99951	0,00101
500	0,99989	0,00044
2500	0,99993	0,00020
6000	0,99993	0,00013
8000	0,99994	0,00011
Valor final	0,99994	0,00011

Datos obtenidos de la simulación del código en Serpent.

Como se observa, conforme avanza el número de iteraciones, el valor de k_{eff} tiende a estabilizarse y la desviación estándar se reduce. Esto es porque en cualquier estimación estadística, la desviación estándar disminuye conforme aumenta el número de muestras. Las simulaciones de Monte Carlo comienzan con una fase de convergencia inicial en la que las variaciones son grandes debido a la aleatoriedad, por eso precisamente se omiten en este caso los 400 primeros ciclos. Pero, después de la fase inicial, poco a poco el sistema va alcanzando un estado estacionario en que los resultados son consistentes. El valor de k_{eff} final, como se observa, es prácticamente igual a uno.

En la Tabla 7 se muestran los resultados de k_{eff} obtenidos durante el quemado con 3120,9 ppm de boro. Se observa que va disminuyendo progresivamente. Estos valores de k_{eff} son

esperados, ya que durante el quemado del reactor se producen numerosos cambios en el combustible que afectan a su Criticidad. Esto muestra que es necesario bajar la concentración de boro en el moderador conforme avanza el quemado, ya que el boro es un absorbente de neutrones que reduce la k_{eff} .

Tabla 7. Resultados obtenidos de k_{eff} sin variar concentración de boro.

Tiempo (días)	k_{eff}
0	0,999937
30	0,973464
90	0,967787
146	0,962192
292	0,945396
438	0,928606
584	0,910897
730	0,894375

Datos obtenidos de la simulación del código en Serpent.

De la misma manera que para el ciclo inicial, mediante la orden de iteración que tiene Serpent, se obtiene la concentración de boro necesaria para cada paso de quemado, hasta alcanzar los dos años. En la Figura 31 se observa la concentración de boro necesaria en función de los días que lleve el reactor operando para que éste se encuentre en Criticidad.

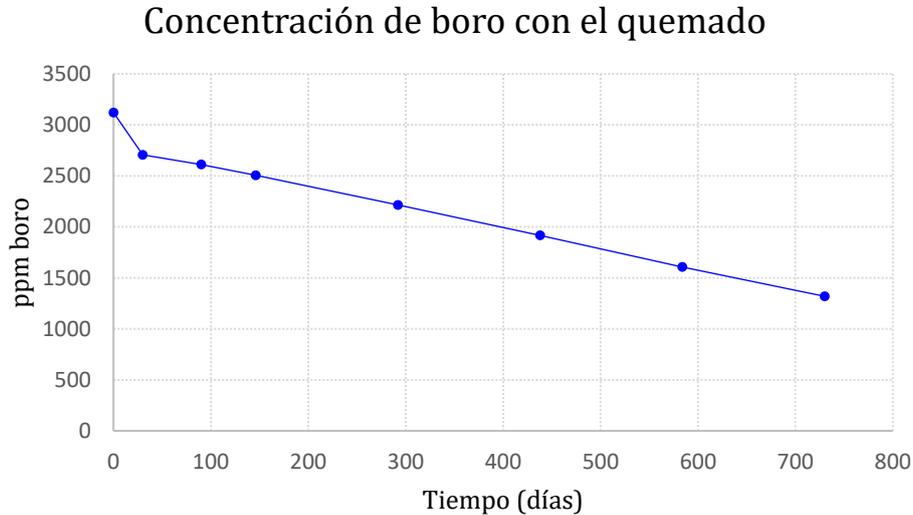


Figura 31. Concentración de boro con el quemado. Elaboración propia.

En la Tabla 8 se encuentran los valores de concentración de boro. Se observa que, al cabo de dos años, que es el final del ciclo de combustible la cantidad de boro necesaria para que el reactor esté en Criticidad es de 1319,08 ppm. Este resultado muestra la cantidad de material fisible disminuye, además de que aparecen productos de fisión (como se verá más

adelante) que pueden absorber neutrones, de manera que la reactividad es menor. Esto hace que sea necesario, como se ha visto, reducir la cantidad de boro en el moderador, ya que éste es un absorbente de neutrones.

Tabla 8. Valores de concentración de boro para que el reactor esté en Criticidad.

Tiempo (días)	ppm boro
0	3120,90
30	2705,88
90	2610,95
146	2505,45
292	2214,24
438	1916,25
584	1606,01
730	1319,08

Elaboración propia.

Para estos valores de concentración de boro la k_{eff} obtenida en cada paso de quemado es la que se muestra en la Tabla 9. Se observa que para todos los pasos de quemado el valor de k_{eff} es prácticamente igual a la unidad, lo que indica que el reactor está en Criticidad.

Tabla 9. Valores de k_{eff} variando la concentración de boro.

Tiempo (días)	k_{eff}
0	0,999937
30	0,999926
90	0,999929
146	0,999927
292	0,999920
438	0,999919
584	0,999909
730	0,999911

Datos obtenidos de la simulación del código en Serpent.

Por último, en el gráfico (Figura 32) se observa, por una parte, los valores de k_{eff} si se mantuviera la cantidad de boro inicial durante todo el ciclo, los valores obtenidos tras ajustar la cantidad de boro para estar en Criticidad y el valor objetivo que es $k_{eff} = 1$.

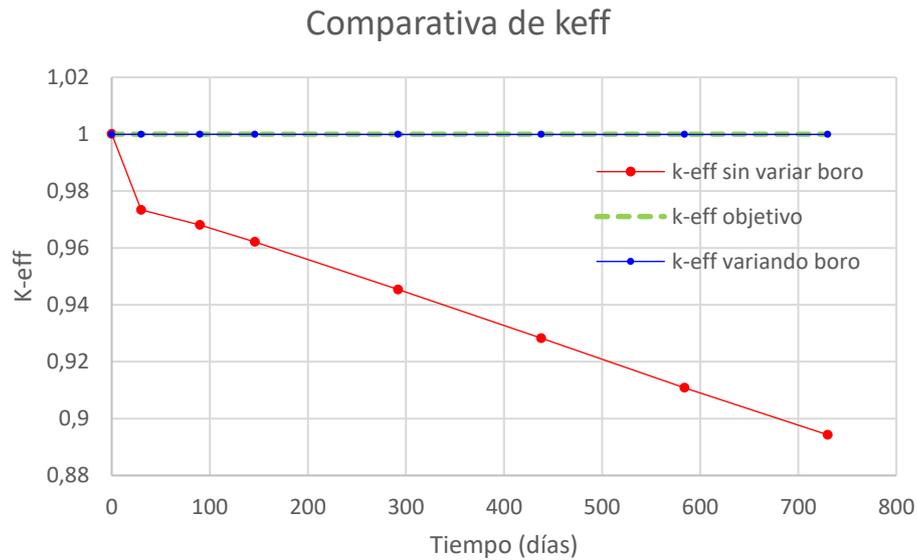


Figura 32. Comparativa de k_{eff} . Elaboración propia.

6.4. FLUJO NEUTRÓNICO

También resulta de especial interés conocer el flujo neutrónico, que se define como el número de neutrones que atraviesan un área en un tiempo determinado. Sirve para saber cuántos neutrones están presentes en una parte específica del reactor y la actividad de las fisiones. El flujo neutrónico indica claramente dónde ocurren las fisiones dentro del reactor, ya que las regiones con mayor flujo son las que tienen mayor número de reacciones. De este modo, se puede comprobar hasta qué punto la distribución de potencia es uniforme. Un flujo neutrónico constante y correctamente distribuido ayuda a que el reactor se encuentre en Criticidad.

Se ha obtenido el flujo neutrónico de los neutrones térmicos (que son los que producen fisiones) con el reactor en Criticidad para tres etapas de quemado del reactor: inicio del ciclo, al cabo de un año y a los dos años (final del ciclo de combustible). Además, se ha discretizado (a nivel de varilla) para cada tipo de elemento de combustible (A-01, A-02, B-01...). Para calcular el flujo, se ha considerado el material de combustible ya que ahí es donde se producen las fisiones y se generan los neutrones. En la Figura 33 se muestra la disposición de los distintos elementos de combustible. De este modo, se pueden observar las diferencias entre elementos que están más en el centro y aquellos que se encuentran en la periferia, así como entre elementos con distinto grado de enriquecimiento o con gadolinio en alguna de sus varillas. También se ha medido el flujo para en alturas distintas (inferior, centro y superior), para ver cómo se distribuye el flujo a nivel axial.

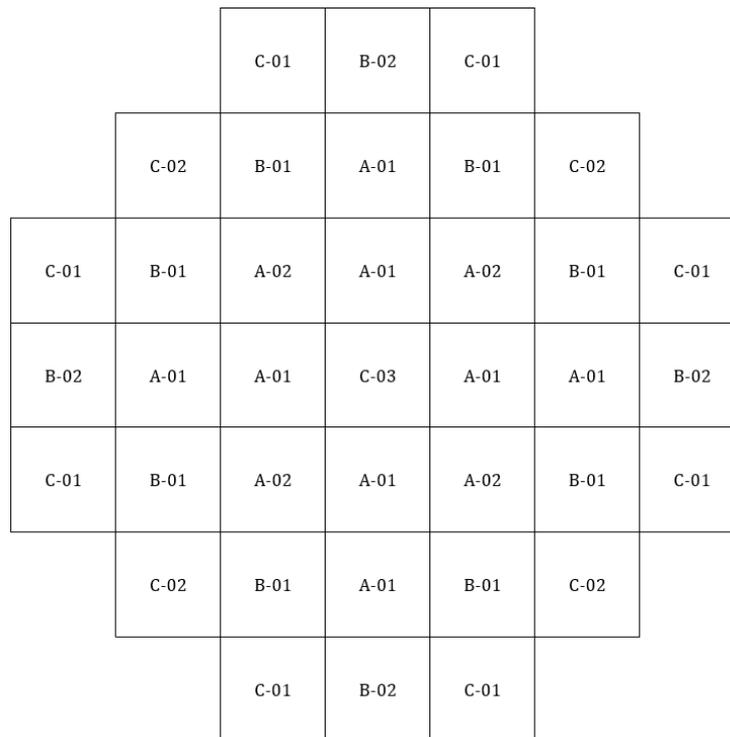


Figura 33. Disposición de los elementos de combustible. Elaboración propia.

En la Figura 34 se muestra un gráfico que representa el flujo neutrónico (en $n/cm^2 \cdot s$) promedio de cada elemento de combustible para los tres niveles axiales en el ciclo inicial.

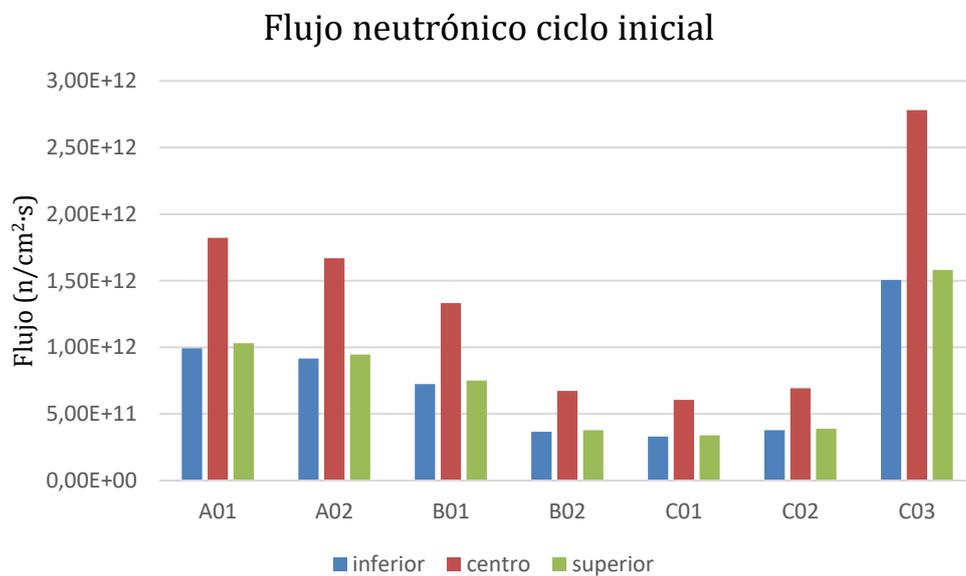


Figura 34. Flujo neutrónico por elementos en el ciclo inicial. Elaboración propia.

De esta gráfica se pueden extraer varias conclusiones. Una de ellas es que, como era de esperar, el flujo es considerablemente mayor (prácticamente el doble) a media altura (centro), mientras que en las partes superior e inferior se reparte de la misma manera.

También se observa que el flujo es notablemente mayor en el elemento de tipo C-03. Este elemento, como se muestra en la Figura 33, es el que está ubicado en el centro. A pesar de ser el que menor enriquecimiento de U-235 tiene, tan solo un 2,60%, el hecho de que se ubique en el centro hace que el flujo neutrónico sea mayor. Esto se debe a que en el centro los neutrones generados tienen menos posibilidades de escapar, por lo que es más fácil que se produzcan fisiones y, además, en el centro el moderador, que desacelera los neutrones para que sean térmicos y se produzcan fisiones, suele ser más efectivo.

Conviene resaltar el papel que juega el óxido de gadolinio en los elementos de combustible de tipo A-02, B-02 y C-02. Se observa cómo añadiendo un 4% de Gd_2O_3 a ocho de sus varillas el flujo neutrónico es algo menor que en otros elementos, a pesar de que el enriquecimiento de U-235 sea mayor (4,55%). Esto es interesante porque, conforme avanza el quemado y se consume el gadolinio, es de esperar que el flujo aumente en estos elementos.

Asimismo, se observa que el flujo los elementos de tipo C-01, que están en la periferia, es menor que el de los elementos de tipo A-01 y B-01, aun teniendo el mismo grado de enriquecimiento y no tener gadolinio en sus varillas. Esto se debe, entre otras cosas, a que, al inicio del ciclo, el efecto del boro suele ser más notable en las regiones exteriores del núcleo y también a que, en la periferia, los neutrones tienen una mayor probabilidad de escapar sin interactuar con el combustible, ya que, cuando los neutrones se alejan del centro (que es donde son generados) su densidad disminuye, y por lo tanto el flujo también.

Las Figuras 35 y 36 muestran el flujo neutrónico tras un año de operación del reactor y al cabo de dos años, que es el final del ciclo de combustible. Aunque a simple vista pueda parecer que no hay grandes diferencias, se observa cómo el flujo se distribuye mejor por el núcleo conforme avanza el ciclo de quemado de combustible. En el centro el flujo disminuye, mientras que en la periferia aumenta.

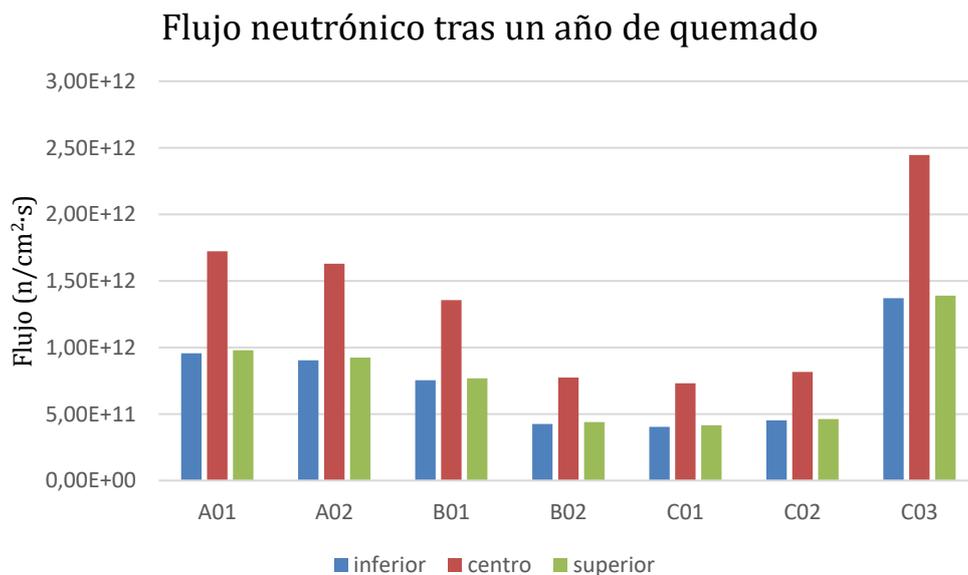


Figura 35. Flujo neutrónico por elementos tras un año de quemado. Elaboración propia.

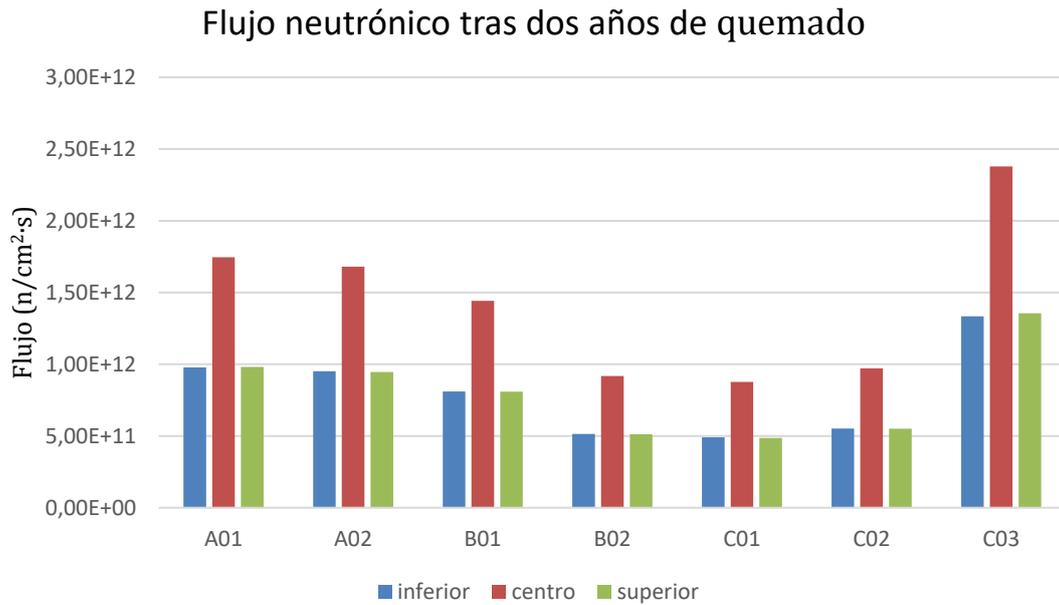


Figura 36. Flujo neutrónico por elementos tras dos años de quemado. Elaboración propia.

Resulta interesante analizar el cambio de flujo neutrónico en los elementos de tipo C-01. En la Figura 37 se muestra el flujo neutrónico de esos elementos al inicio del ciclo y al cabo de dos años. Se observa cómo el flujo neutrónico aumenta en los elementos de tipo C-01, que están en la periferia. Esto se debe a que, como los elementos de combustible del centro tienden a quemarse más rápido, el contenido de U-235 disminuye y se generan productos de fisión y actínidos que absorben neutrones. Esto provoca una disminución del flujo en el centro y un aumento en la periferia, lo que sugiere que el flujo estará mejor distribuido.

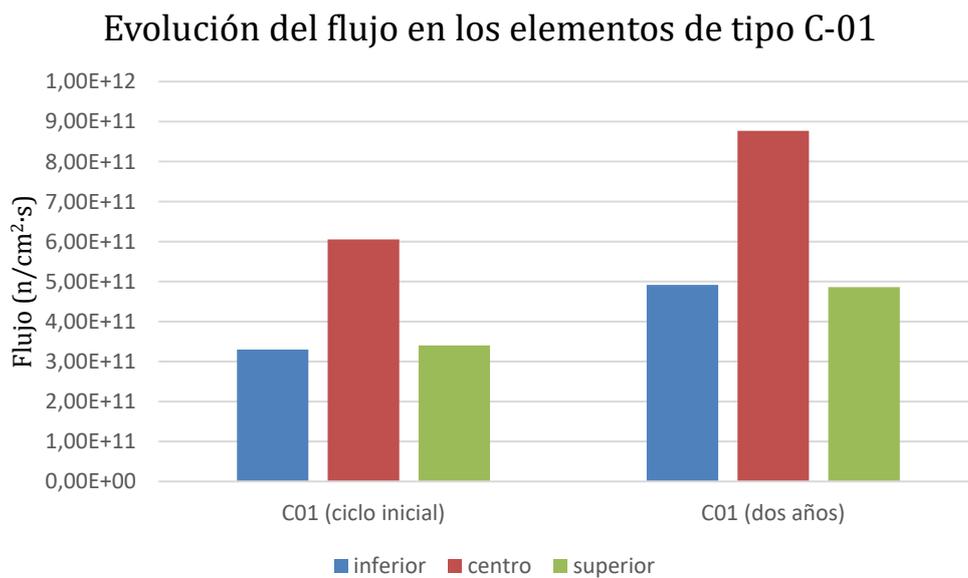


Figura 37. Flujo neutrónico elementos tipo C-01 al inicio del ciclo (izquierda) y a los dos años (derecha). Elaboración propia.

También es destacable el aumento del flujo neutrónico en los elementos de tipo C-02, debido, en parte, a que el gadolinio que tiene algunas de sus varillas se va consumiendo, por lo que la absorción de neutrones se reduce y se producen más fisiones. Los elementos de tipo C-02 están también en la periferia, por lo que este aumento de flujo neutrónico hace que el flujo esté mejor distribuido a lo largo del núcleo.

Evolución del flujo en los elementos de tipo C-02

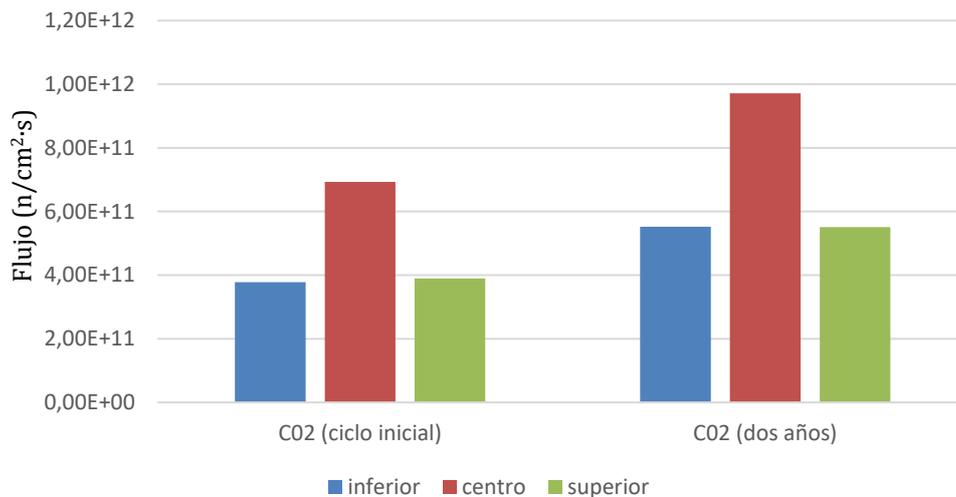


Figura 38. Flujo neutrónico elementos tipo C-02 al inicio del ciclo (izquierda) y a los dos años (derecha). Elaboración propia.

Finalmente, también se obtiene la imagen de flujo neutrónico que genera Serpent en el ciclo inicial y al cabo de dos años de quemado de combustible (Figura 39). En estas imágenes se observa la distribución de los neutrones dentro del núcleo del reactor en el ciclo inicial combustible. En las áreas más brillantes es donde el flujo neutrónico es más alto. También se observa dónde están posicionadas las varillas con gadolinio, que son aquellas cuya varilla se muestra de color negro.

Se observa que en el ciclo inicial la zona central tiene un mayor flujo neutrónico, mientras que en la periferia el flujo neutrónico es menor, lo cual es coherente con lo que se ha visto en las gráficas anteriores. Esto se debe, entre otras cosas, a que, al inicio del ciclo, el efecto del boro suele ser más notable en las regiones exteriores del núcleo y también a que, como se ha explicado, en la periferia, los neutrones tienen una mayor probabilidad de escapar sin interactuar con el combustible, ya que, cuando los neutrones se alejan del centro (que es donde son generados) su densidad disminuye, y por lo tanto el flujo también. Sin embargo, conforme avanza el ciclo de quemado se ve claramente cómo el flujo neutrónico se distribuye mejor y aumenta en la periferia. Se observa claramente cómo el gadolinio que estaba presente en algunas varillas desaparece casi por completo. Como el gadolinio es un absorbente de neutrones, el hecho de que desaparezca hace que en los elementos en los que estaba presente, el flujo neutrónico aumente.

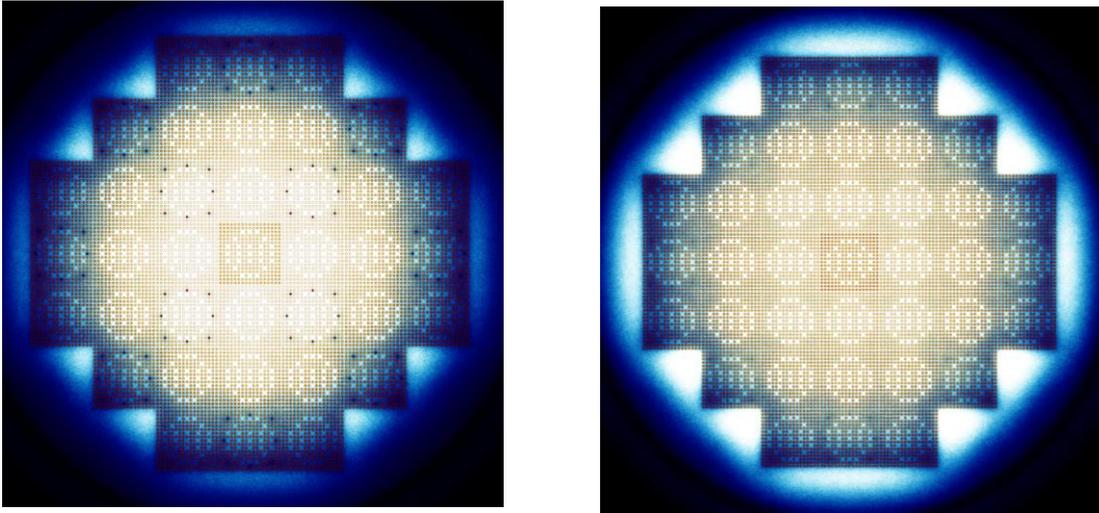


Figura 39. Imagen de la distribución del flujo neutrónico al inicio del ciclo (izquierda) y a los dos años (derecha). Generadas con Serpent.

En la Figura 40 se muestra un gráfico de la evolución de los isótopos de gadolinio más relevantes, en donde se observa cómo va evolucionando con el paso del tiempo. Esto es coherente con lo que se observa en las imágenes de flujo neutrónico, donde se ve claramente cómo el gadolinio se consume.

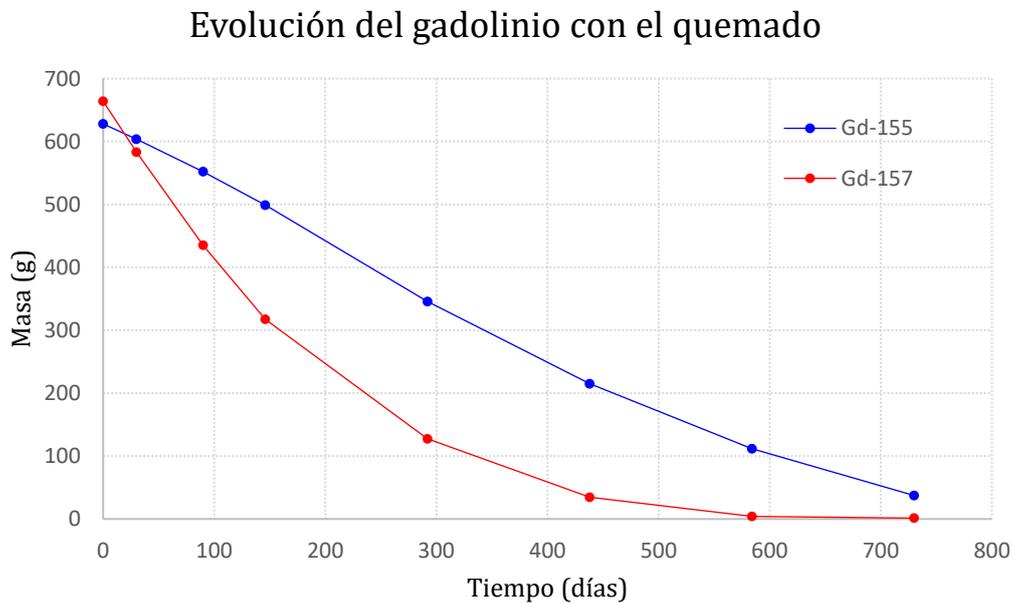


Figura 40. Evolución del gadolinio con el quemado. Elaboración propia.

6.5. PRODUCTOS DE FISIÓN Y ACTÍNIDOS

En este capítulo, se analizan los productos de fisión y actínidos obtenidos más relevantes. Estos productos tienen distintos efectos sobre la Criticidad del reactor. Algunos de ellos son absorbentes de neutrones, por lo que disminuyen la reactividad.

En primer lugar, se analiza la gráfica (Figura 41) en la que se observa la evolución del uranio-235 con el quemado. Inicialmente, es el único isótopo fisionable, y se va consumiendo con el tiempo. Se observa que la masa inicial disminuye considerablemente por ser el único isótopo fisible.

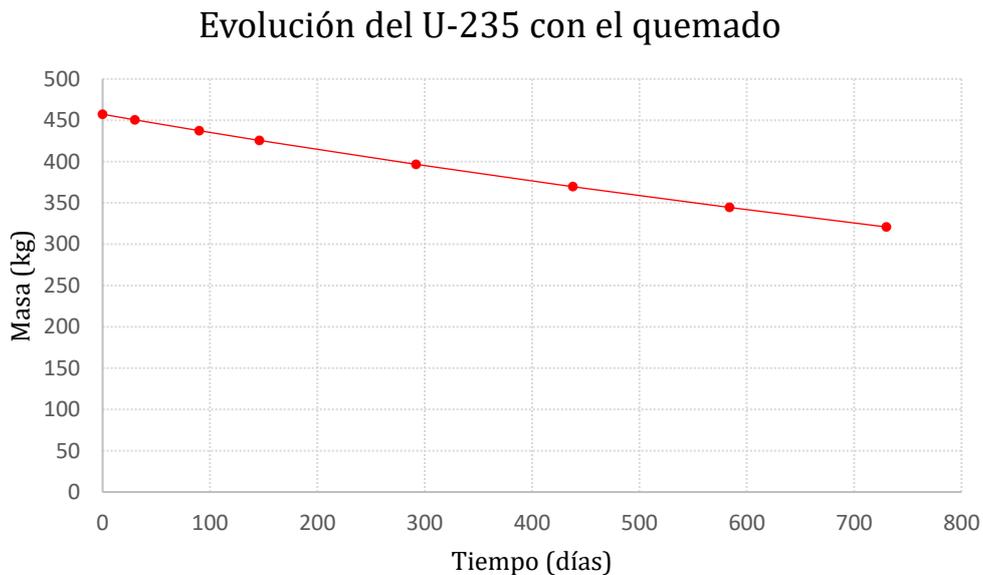


Figura 41. Evolución del U-235 con el quemado. Elaboración propia.

A partir de la fisión del U-235, se forma Te-135 (teluro-135), un isótopo radiactivo cuya vida media es extremadamente baja, y que se desintegra rápidamente, a través de una desintegración beta, en I-135 (yodo-135), que, como también es inestable, se desintegra para formar Xe-135 (xenón-135), un isótopo con mucha importancia ya que es un veneno neutrónico que tiene una alta sección eficaz de captura de neutrones y que disminuye la reactividad del reactor. La cantidad de Xe-135 que se genera es adecuada para un reactor de estas características. Si la cantidad de xenón-135 hubiera sido bastante más alta disminuiría drásticamente la reactividad del reactor y no se podría mantener la reacción en cadena, por eso es muy importante analizar este isótopo.

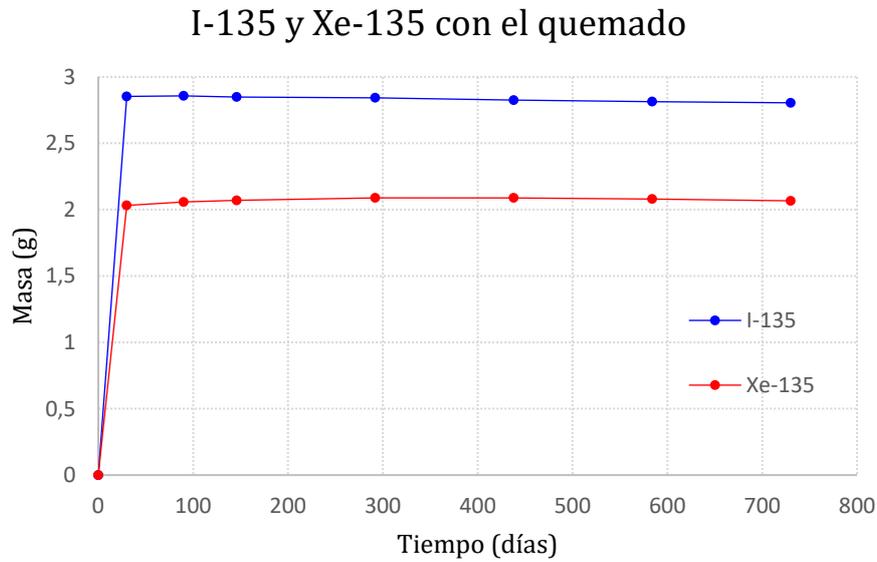


Figura 42. Evolución del I-135 y del Xe-135 con el quemado. Elaboración propia.

El otro isótopo del que se encuentra al inicio del ciclo es el U-238. Como se observa en la gráfica, la masa tiende a disminuir muy lentamente debido a que, a diferencia del U-235, su probabilidad de fisión con neutrones térmicos (lentos) es muy baja.

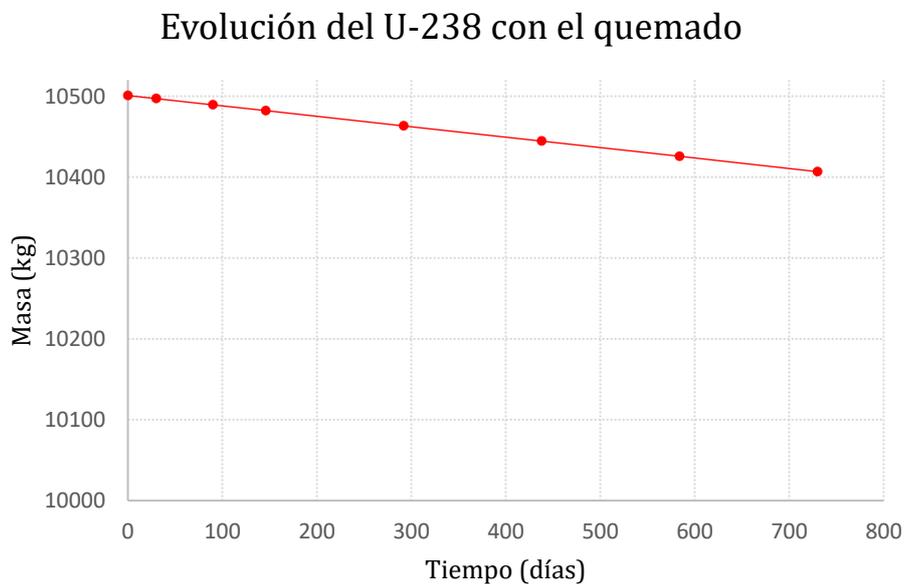


Figura 43. Evolución del U-238 con el quemado. Elaboración propia.

En lugar de fisionarse directamente, el U-238 se convierte en otros isótopos a través de procesos de captura neutrónica seguidos por desintegraciones beta. Capturando un neutrón térmico, se transforma en U-239, un isótopo muy inestable que se desintegra rápidamente

en Np-239, que, a su vez, al ser también muy inestable, sufre desintegración beta y se convierte en Pu-239, un isótopo que pertenece a la serie de los actínidos. Este isótopo es fisible, por lo que puede fisionarse, liberando energía y más neutrones y afectando, por lo tanto, positivamente a la reactividad. Del Pu-239, a través de sucesivas capturas de neutrones, se forman otros isótopos de plutonio.

En la Figura 44 se representan los resultados obtenidos de la formación de isótopos de plutonio a partir del Np-239. Se observa cómo la concentración de Pu-239 aumenta con el tiempo de operación del reactor, reflejando la acumulación gradual de este isótopo a medida que el U-238 captura neutrones.

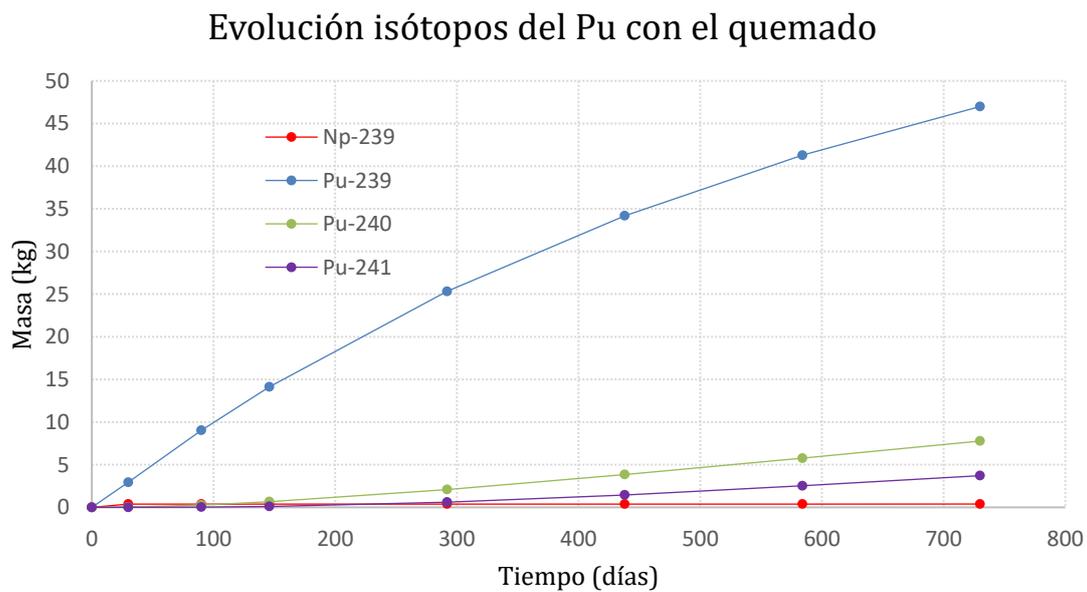


Figura 44. Evolución de los isótopos del plutonio con el quemado. Elaboración propia.

Como producto de fisión del U-235 o del Pu-239, se producen también varios fragmentos de fisión, entre ellos el Nd-149 (neodimio-149), que es radiactivo y por emisión beta se desintegra para formar Pm-149 (prometio-149), que también es radiactivo y se desintegra para formar Sm-149 (samario-149). Este isótopo es importante porque, al igual que el Xe-135, tiene una muy alta sección transversal de captura de neutrones, lo que lo convierte en un veneno neutrónico. A partir del Sm-149 se forman, a través de capturas de neutrones, otros isótopos de samario, que no afectan significativamente a la reactividad. En la Figura 45 se muestran los resultados obtenidos de los isótopos de samario. De nuevo, destacar la importancia de que la cantidad de Pm-149 que se genera es adecuada y no impide la reacción en cadena del reactor.

Pm-149 y Sm-149 con el quemado

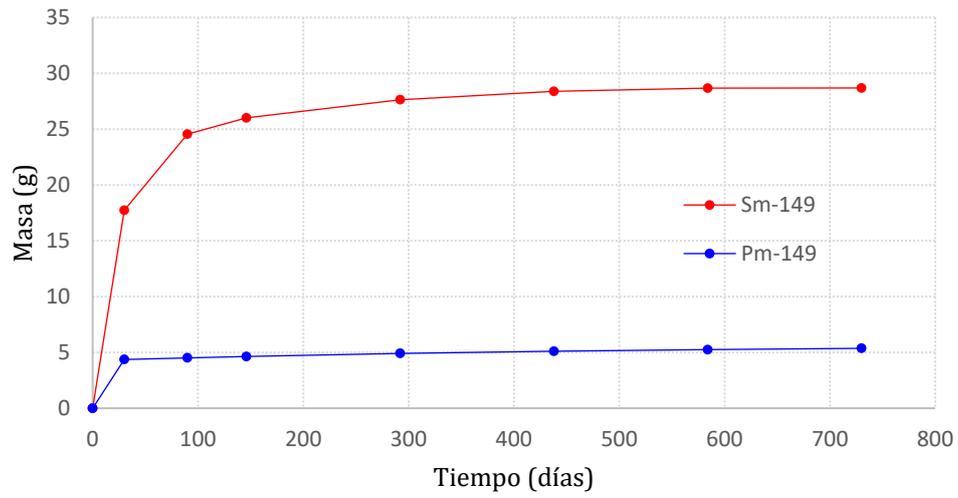


Figura 45. Evolución del Pm-149 y el Sm-149 con el quemado. Elaboración propia.

7. CONCLUSIONES Y LÍNEAS FUTURAS

Tras la elaboración de este proyecto, se ha logrado cumplir los objetivos marcados inicialmente. Se ha modelado el reactor y se ha realizado la simulación utilizando un software de transporte de neutrones, que proporciona varios archivos de salida, los cuales han sido analizados. Tras ello, se ha llegado a una solución óptima.

El objetivo fundamental, el análisis de Criticidad para lograr un valor de k_{eff} igual a uno durante todo el ciclo operación variando la concentración de boro en el moderador, se ha podido cumplir satisfactoriamente. Los resultados obtenidos garantizan un funcionamiento seguro y eficiente del reactor.

También se han logrado otros objetivos derivados del objetivo principal, como el análisis de los productos generados durante el quemado, centrándose especialmente en aquellos que afectan de manera positiva o negativa a la reactividad del reactor. Esto son aquellos que son radiactivos o productos que son venenos neutrónicos y que disminuyen la reactividad. Tras analizarlos, se concluye que los resultados obtenidos son consistentes con los niveles esperados.

Asimismo, la distribución del flujo neutrónico en el reactor ha demostrado ser apropiada, lo que ayuda a que la reactividad sea estable durante todo el ciclo de combustible. Se ha constatado además el efecto que tiene el gadolinio como veneno neutrónico y que la disposición de los elementos de combustible en el reactor es adecuada.

A nivel personal y académico, este proyecto ha supuesto un acercamiento al uso de los códigos de simulación neutrónica en el ámbito de la energía nuclear, en el cual se ha aprendido a manejar herramientas avanzadas de simulación y analizar correctamente diversos parámetros de los extensos ficheros de salida. Con este trabajo se ha conseguido adquirir habilidades prácticas en la modelización y análisis de reactores.

Tomando lo que se ha realizado en este proyecto, se proponen una serie de líneas de acción futuras, como realizar simulaciones de transitorios y accidentes para evaluar la respuesta del reactor a diversas condiciones operativas y eventos imprevistos o la realización de un análisis termohidráulico del reactor. Esto implica modelar la transferencia de calor y la dinámica de fluidos dentro del reactor para entender cómo se comporta el sistema de refrigeración diferentes condiciones operativas.

BIBLIOGRAFÍA

Binder, K., and Heermann, D. W. (2002). *Monte Carlo simulation in statistical physics: An introduction* (4th ed.). Springer.

Commission, US Nuclear Regulatory y col. (2007). "Reactor Concepts Manual: Pressurized Water Reactor (PWR) Systems". Disponible en www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf. (Consulta: 17 de mayo de 2024).

Duran, L.F, Larriba, S y Jiménez, A (2022). Pequeños reactores modulares: el futuro de la energía nuclear. *Ingeniería Civil*, 201.

European Parliament. (2023). Informe sobre los reactores modulares pequeños [Report on small modular reactors] (A9-0408/2023). Comisión de Industria, Investigación y Energía. Comisión de Industria, Investigación y Energía. 6 de diciembre. Disponible en www.europarl.europa.eu/doceo/document/A-9-2023-0408_ES.html (Consulta: 16 de junio de 2024)

Fernández, K y Barbas, A (Eds.) (2017). *Curso básico de fusión nuclear*. Madrid

Foro nuclear (2008). *Introducción a los reactores nucleares*. Informe.

Foro Nuclear (2024). *Reactores modulares pequeños*. Monografía. Disponible en www.foronuclear.org/monografia-reactores-modulares-pequenos/ (Consulta: 10 de junio de 2024).

Freire, N. (2023). ¿Cómo funciona un reactor nuclear? Disponible en www.nationalgeographic.com.es/ciencia/como-funciona-reactor-nuclear-20720 (Consulta: 2 de junio de 2024).

Fridman, E., Bilodid, Y., & Valtavirta, V. (2023). Definition of the neutronics benchmark of the NuScale-like core. *Nuclear Engineering and Technology*.

Glasstone, S., and Sesonske, A. (1990). *Ingeniería de reactores nucleares*. Reverté S.A.

IAEA (2018). *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)*.

IET, The Institution of Engineering and Technology (2024). *Nuclear Reactor types*. Disponible en: www.theiet.org/media/8809/nuclearreactortypes.pdf. (Consulta: 2 de junio de 2024).

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

InfoLinux, (s.f.). ¿Qué es Linux? Entendiendo el sistema operativo de código abierto. Disponible en infolinux.es/que-es-linux. (Consulta: 9 de junio de 2024).

Langdon, K. (2019). *NuScale Power: Small Modular Reactor*. International Atomic Energy Agency (IAEA). Disponible en <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.5-KenLangdon-NuScale.pdf>. (Consulta: 3 de junio de 2024).

Leppänen, J., et al. (2015). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, *82* (2015) 142-150.

Leppänen, J. (2019). Response Matrix Method-Based Importance Solver and Variance Reduction Scheme in the Serpent 2 Monte Carlo Code. *Nuclear Technology*, 205(11), 1416-1432.

Leppänen, J. (2015). *Serpent – a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code: User's manual*. Disponible en serpent.vtt.fi/serpent/download/Serpent_manual.pdf. (Consulta: 10 de marzo de 2024).

Liu, F., Zhang, W., Liu, B., Lyu, X., Wang, J., Niu, F., & Yan, P. (2022). Fuel depletion characteristics of MA transmutation in PWR. *Nuclear Materials and Energy*, 30, 101119.

Mathew, M.D. (2022). Nuclear energy: A pathway towards mitigation of global warming. *Progress in Nuclear energy*, 143.

Modern Power Systems. (2023). Preferred site identified for first NuScale SMR plant. Disponible en <https://www.modernpowersystems.com>. (Consulta: 15 de junio de 2024)

Naciones Unidas. (2015). Informe Objetivos de Desarrollo del Milenio [Millennium Development Goals Report 2015]. New York: ONU. Disponible en www.undp.org/publications/millennium-development-goals-report-2015 (Consulta: 2 de junio de 2024).

Nuclear Regulatory Commission. (2023). Application Documents for the NuScale US600 Design. Recuperado de www.nrc.gov. (Consulta: 15 de junio de 2024)

Nuclear Regulatory Commission. (2023). NuScale Small Modular Reactor Design Certification (NRC-2017-0029). *Federal Register*. Disponible en <https://www.federalregister.gov/documents/2023/01/19/2023-00729/nuscale-small-modular-reactor-design-certification>. (Consulta: 15 de junio de 2024).

NuScale Power LLC. (2020). NuScale Standard Plant Design Certification Application. Chapter 1 & 4, reactor. Rev. 5.

Orús, A. (2024). *Producción de energía eléctrica distribuida por tecnología en España en 2023*. Disponible en: es.statista.com/estadisticas/993747/porcentaje-de-la-produccion-de-energia-electrica-por-fuentes-energeticas-en-espana (Consulta: 30 de mayo de 2024).

Pérez, S. (Ed.). (2013). *Curso básico de ciencia y tecnología nuclear*. Sociedad nuclear española. Jóvenes nucleares. Disponible en jovenesnucleares.org/blog/wp-content/uploads/2014/02/LibroCBCTN-ed2.pdf. (Consulta: 29 de mayo de 2024).

Ritchie, H, Rosado, P., and Roser, M. (2023). *Energy*. Disponible en ourworldindata.org/energy. (Consulta: 2 de junio de 2024).

Sainati, T., Locatelli, G., AND Brookes, N. (2015). Small Modular Reactors: Licensing constraints and the way forward. *Energy*, 82, 1092-1095.

She, D., Liang, J., Wang, K., & Forget, B. (2014). 2D full-core Monte Carlo pin-by-pin burnup calculations with the RMC code. *Annals of Nuclear Energy*, 64, pp. 201-205.

Stantec. (2024). Energy security with small modular reactors. 26 de febrero Disponible en www.stantec.com/en/ideas/topic/energy-resources/small-modular-reactors-driving-energy-security-with-nuclear-power. (Consulta: 14 de junio de 2024).

Subki, Hadid (2020). "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments". *IAEA-NPTD Webinar on Advances in Small Modular Reactor (SMR) Design and Technology Developments A Booklet Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), International Atomic Energy Agency (IAEA)*.

VTT Technical Research Centre of Finland. (s.f.). *Main Page - Serpent*. Recuperado de https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main_Page. (Consulta: 25 de marzo de 2024).

Wagemans (1991). *The Nuclear Fission Process*. CRC Press.

Yamamoto, T. (2020). Continuous-energy Monte Carlo calculation analysis of light-water moderation critical experiments with aqueous solution samples of B, Rh, Cs, Nd, Sm, Eu, Gd, and Er. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 58(3), 361-373.

PARTE II

PRESUPUESTO

Para la realización del presupuesto de este proyecto, se ha dividido el proyecto en cuatro partes.

La primera de ellas engloba todo el trabajo previo a la elaboración del trabajo. Esto incluye período de formación, en donde se ha estudiado más en profundidad los reactores nucleares, en concreto los SMRs, y se ha analizado en profundidad la documentación necesaria del reactor de NuScale y sus características. También se incluye en este capítulo el tiempo que se le ha dedicado al estudio previo del código de Monte Carlo Serpent con el que se ha desarrollado el proyecto y a aprender los comandos más importantes de Linux.

En la segunda, se contabiliza el material utilizado, que principalmente ha sido el ordenador, que se ha utilizado tanto para el desarrollo del fichero de entrada como para la ejecución de este y análisis de resultados.

En la tercera parte se contabiliza el desarrollo del proyecto como tal, en donde se considera el tiempo de realización del código y el tiempo de ejecución, así como el coste de computación de éste, ya que la ejecución del código consume de recursos los cuales deben ser contabilizados.

Por último, en la cuarta parte se incluye el tiempo que se ha estado, una vez realizado el proyecto, redactando la memoria.

Para contabilizar los costes, se considera que a un ingeniero nuclear junior le corresponde 20 € por hora trabajada. El número total de horas es de 300.

Por su parte, a un ingeniero nuclear senior, en donde estarían el tutor y la cotutora del trabajo, le corresponden 35,75 € por hora trabajada.

Para el coste de computación, se considera que es de 10€ por hora. No se consideran los gastos de software ya que los programas utilizados son de uso gratuito. El tiempo de computación no se contabiliza dentro de las 300 horas porque se realiza en segundo plano.

Por su parte, para el ordenador se considera una vida útil de 83400 horas y un precio de 950 €.

1. PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN DEL MATERIAL

En primer lugar, se contabiliza el material utilizado, así como el coste de computación.

Título	Descripción	Unidad	Medición	Precio unitario (€/h)	Importe (€)
Material	Ordenador	h	290,00	0,022	6,38
	Material fungible	ud	5	3,00	15,00
Computación	Coste de computación	h	1.000,00	10,00	10.000,00
Subtotal					10.021,38

Se contabiliza también las horas del tutor y la cotutora, que son ingenieros senior.

Título	Descripción	Unidad	Medición	Precio unitario (€/h)	Importe (€)
Formación	Tiempo de tutorización	h	30,00	35,75	1.072,50
Parte práctica	Instalación de librerías	h	20,00	35,75	715,00
	Preparación entorno procesamiento en paralelo	h	20,00	35,75	715,00
Subtotal					2.502,5

Ahora se contabilizan las horas del ingeniero junior, que ha realizado el trabajo.

Título	Descripción	Unidad	Medición	Precio unitario (€/h)	Importe (€)
Formación	Búsqueda de información	h	28,00	20,00	560,00
	Lectura de la documentación de NuScale	h	31,00	20,00	620,00
	Documentación de Serpent	h	38,00	20,00	760,00
	Aprendizaje de Linux	h	8,00	20,00	160,00
Parte práctica	Elaboración del código Serpent	h	72,00	20,00	1.440,00
	Ejecución del código en Linux	h	20,00	20,00	400,00
	Análisis y organización de resultados	h	28,00	20,00	560,00
Memoria	Redacción memoria	h	75,00	20,00	1.500,00
Subtotal					6.000,00

Siendo el total del presupuesto de ejecución del material:

Presupuesto de Ejecución del Material	
Total	18.523,88 €

2. PRESUPUESTO DE EJECUCIÓN POR CONTRATA

En este epígrafe se añade al Presupuesto de Ejecución del Material un 13% de Gastos Generales y un 6% de Beneficio Industrial.

Concepto	Importe (€)
Presupuesto de Ejecución del Material	18.523,88
Gastos Generales (13%)	2.408,10
Beneficio Industrial (6%)	1.111,43
Total	22.043,41

3. PRESUPUESTO TOTAL

Al presupuesto de Ejecución por Contrata se le añade el IVA, que es del 21%.

Concepto	Importe (€)
Presupuesto de Ejecución por Contrata	22.043,41
IVA (21%)	4.629,12
Total	26.672,53

El coste total del proyecto asciende a: VEINTISEIS MIL SEISCIENTOS SETENTA Y DOS EUROS CON CINCUENTA Y TRES CÉNTIMOS.

PARTE III

ANEXOS

ANEXO I:

FICHERO DE ENTRADA

Para la realización de este proyecto se han elaborado varios ficheros de entrada, con pequeñas variaciones entre ellos. En este anexo se proporciona el fichero de entrada para los ocho pasos de quemado del reactor (desde el ciclo inicial hasta los dos años), que corresponde a lo explicado en el capítulo 5, epígrafe 5.3.

```
set title "REACTOR NUSCALE"

setacelib
"/home/EQN_SOFT/SERPENT2.2/xsdata/s2v0_jeff32+Xe135m.xsdata"

set declib "/home/EQN_SOFT/SERPENT2.2/xsdata/s2v0_jeff311.dec"

set nfylib "/home/EQN_SOFT/SERPENT2.2/xsdata/s2v0_jeff311.nfy"

%MATERIALES

% --- Combustible A-01: 4,05% en peso de U235

% Material fuelA: combustible del módulo A-01

mat fuelA    -10.3070  tmp 900 burn 1

  92235.09c -3.569887E-02  % U235

  92238.09c -8.457547E-01  % U238

  8016.09c  -1.182584E-01  % O16

  8017.09c  -4.504765E-05  % O17

% --- Combustible A-02: 4,55% en peso de U235 y 4% de óxido de
gadolinio

Material fuelAG: combustible del módulo A-02 con galolinio
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
mat fuelAG -10.3070 tmp 900 burn 1
92235.09c -3.850160E-02 % U235
92238.09c -8.076874E-01 % U238
8016.09c -1.188179E-01 % O16
8017.09c -4.526079E-05 % O17
64152.09c -6.940736E-05 % Gd152
64154.09c -7.565403E-04 % Gd154
64155.09c -5.136145E-03 % Gd155
64156.09c -7.103844E-03 % Gd156
64157.09c -5.431126E-03 % Gd157
64158.09c -8.620394E-03 % Gd158
64160.09c -7.586225E-03 % Gd160
```

Material fuelAnG: combustible del módulo A-02 sin gadolinio

```
mat fuelAnG -10.3070 tmp 900 burn 1
92235.09c -4.010583E-02 % U235
92238.09c -8.413410E-01 % U238
8016.09c -1.182651E-01 % O16
8017.09c -4.505019E-05 % O17
```

% --- Combustible B-01: 4,05% en peso de U235

% Material fuelB: combustible del módulo B-01

```
mat fuelB -10.3070 tmp 900 burn 1
92235.09c -3.569887E-02 % U235
92238.09c -8.457547E-01 % U238
8016.09c -1.182584E-01 % O16
8017.09c -4.504765E-05 % O17
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

% --- Combustible B-02: 4,55% en peso de U235 y 4% de óxido de gadolinio

% Material fuelBG: combustible del módulo B-02 con galolinio

```
mat fuelBG      -10.3070    tmp 900 burn 1
92235.09c -3.850160E-02  % U235
92238.09c -8.076874E-01  % U238
8016.09c  -1.188179E-01  % O16
8017.09c  -4.526079E-05  % O17
64152.09c -6.940736E-05  % Gd152
64154.09c -7.565403E-04  % Gd154
64155.09c -5.136145E-03  % Gd155
64156.09c -7.103844E-03  % Gd156
64157.09c -5.431126E-03  % Gd157
64158.09c -8.620394E-03  % Gd158
64160.09c -7.586225E-03  % Gd160
```

% Material fuelBnG: combustible del módulo B-02 sin gadolinio

```
mat fuelBnG     -10.3070    tmp 900 burn 1
92235.09c -4.010583E-02  % U235
92238.09c -8.413410E-01  % U238
8016.09c  -1.182651E-01  % O16
8017.09c  -4.505019E-05  % O17
```

% --- Combustible C-01: 4,55% en peso de U235

% Material fuelC_1: combustible del módulo C-01

```
mat fuelC_1     -10.3070    tmp 900 burn 1
92235.09c -3.569887E-02  % U235
92238.09c -8.457547E-01  % U238
8016.09c  -1.182584E-01  % O16
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

8017.09c -4.504765E-05 % O17

% --- Combustible C-02: 4,55% en peso de U235 y 4% de óxido de gadolinio

% Material fuelCG: combustible del módulo C-02 con galolinio

mat fuelCG -10.3070 tmp 900 burn 1

92235.09c -3.850160E-02 % U235

92238.09c -8.076874E-01 % U238

8016.09c -1.188179E-01 % O16

8017.09c -4.526079E-05 % O17

64152.09c -6.940736E-05 % Gd152

64154.09c -7.565403E-04 % Gd154

64155.09c -5.136145E-03 % Gd155

64156.09c -7.103844E-03 % Gd156

64157.09c -5.431126E-03 % Gd157

64158.09c -8.620394E-03 % Gd158

64160.09c -7.586225E-03 % Gd160

% Material fuelCnG: combustible del módulo C-02 sin gadolinio

mat fuelCnG -10.3070 tmp 900 burn 1

92235.09c -4.010583E-02 % U235

92238.09c -8.413410E-01 % U238

8016.09c -1.182651E-01 % O16

8017.09c -4.505019E-05 % O17

% Material fuelC_3: combustible del módulo C-03

mat fuelC_3 -10.3070 tmp 900 burn 1

8016.09c -1.182391E-01 % O16

8017.09c -4.504029E-05 % O17

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

92235.09c -2.291830E-02 % U235

92238.09c -8.585546E-01 % U238

% Clad: reviestimiento del combustible, compuesto principalmente de zirconio (Zr)

mat clad 4.31913E-02 tmp 618

24050.06c 3.29683E-06 % Cr50

24052.06c 6.35762E-05 % Cr52

24053.06c 7.20903E-06 % Cr53

24054.06c 1.79448E-06 % Cr54

26054.06c 8.67155E-06 % Fe54

26056.06c 1.36125E-04 % Fe56

26057.06c 3.14372E-06 % Fe57

26058.06c 4.18371E-07 % Fe58

40090.06c 2.18575E-02 % Zr90

40091.06c 4.76659E-03 % Zr91

40092.06c 7.28584E-03 % Zr92

40094.06c 7.38355E-03 % Zr94

40096.06c 1.18952E-03 % Zr96

50112.06c 4.67445E-06 % Sn112

50114.06c 3.18055E-06 % Sn114

50115.06c 1.63847E-06 % Sn115

50116.06c 7.00686E-05 % Sn116

50117.06c 3.70101E-05 % Sn117

50118.06c 1.16717E-04 % Sn118

50119.06c 4.13954E-05 % Sn119

50120.06c 1.57004E-04 % Sn120

50122.06c 2.23121E-05 % Sn122

50124.06c 2.79021E-05 % Sn124

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
72174.06c 3.53669E-09 % Hf174
72176.06c 1.16269E-07 % Hf176
72177.06c 4.11140E-07 % Hf177
72178.06c 6.03005E-07 % Hf178
72179.06c 3.01061E-07 % Hf179
72180.06c 7.75419E-07 % Hf180
```

% --- Acero inoxidable 304

% El material ss304 representa el acero inoxidable 304 utilizado en la vasija de presión y de contención.

```
mat ss304 -8.00000E+00 rgb 140 140 140
```

```
6000.03c -3.95366E-04 % C
14028.03c -4.59332E-03 % Si28
14029.03c -2.41681E-04 % Si29
14030.03c -1.64994E-04 % Si30
15031.03c -2.30000E-04 % P31
16032.03c -1.42073E-04 % S32
16033.03c -1.15681E-06 % S33
16034.03c -6.75336E-06 % S34
16036.03c -1.68255E-08 % S36
24050.03c -7.93000E-03 % Cr50
24052.03c -1.59029E-01 % Cr52
24053.03c -1.83798E-02 % Cr53
24054.03c -4.66139E-03 % Cr54
25055.03c -1.00000E-02 % Mn55
26054.03c -3.96166E-02 % Fe54
26056.03c -6.44901E-01 % Fe56
26057.03c -1.51600E-02 % Fe57
26058.03c -2.05287E-03 % Fe58
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
28058.03c -6.21579E-02 % Ni58
28060.03c -2.47678E-02 % Ni60
28061.03c -1.09461E-03 % Ni61
28062.03c -3.54721E-03 % Ni62
28064.03c -9.32539E-04 % Ni64
```

% Gap

```
mat gap 1.50456E-01 tmp 900
2003.06c 1.50456E-07 % He3
2004.06c 1.50456E-01 % He4
```

% --- Moderador (agua con boro)

```
mat modwater -0.65106 rgb 0 205 255 tmp 600
1001.06c -0.111551855 % Hidrógeno
8016.06c -0.885332184 % Oxígeno
5010.06c -0.000620076 % Boro-10
5011.06c -0.002495885 % Boro-11
```

% NÚCLEO

% Planos que delimitan la altura del combustible

```
surf 14 pz -119.38
surf 15 pz 119.38
%surf 16 pz 182.88
%surf 17 pz -182.88
```

% Estas superficies son las que constituyen la matriz con los 37 elementos

```
surf 11 cuboid -75.26274 75.26274 -53.75910 53.75910 -119.38 119.38
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
surf 12 cuboid -32.25546 32.25546 53.75910 75.26274 -119.38 119.38
surf 13 cuboid -32.25546 32.25546 -75.26274 -53.75910 -119.38 119.38
% Cilindro vasija de presión (diámetro interior y exterior)
surf 2 cylz 0 0 93.98 -182.88 182.88
surf 3 cylz 0 0 99.06 -182.88 182.88

% Cilindro vasija de contención (diámetro interior y exterior)
surf 4 cylz 0 0 108 -182.88 182.88
surf 6 cylz 0 0 115.62 -182.88 182.88

% Celdas que constituyen los elementos de combustible
cell 5 0 fill core1 -11 14 -15
cell 6 0 fill core2 -12 14 -15
cell 7 0 fill core3 -13 14 -15

% Celdas que constituyen las partes que rodean a los elementos
cell o1 0 outside 6
%cell o2 0 outside 1 15
cell cc1 0 modwater 11 12 13 -2
cell ci1 0 ss304 2 -3
cell cc2 0 modwater 3 -4
cell ci2 0 ss304 4 -6

lat core1 1 0.0 0.0 7 5 21.50364
uWW C02 B01 A01 B01 C02 uWW
C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01
B02 A01 A01 C03 A01 A01 B02
C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01
uWW C02 B01 A01 B01 C02 uWW
```

```
lat core2 1 0.0 64.51092 3 1 21.50364
C01 B02 C01

lat core3 1 0.0 -64.51092 3 1 21.50364
C01 B02 C01

% Superficies de cada módulo de combustible
surf a1 cuboid -10.70864 10.70864 -10.70864 10.70864 -119.38 119.38
surf a2 cuboid -10.75182 10.75182 -10.75182 10.75182 -119.38 119.38

% Tubo guía
pin gta
modwater 0.59182
clad 0.61214
modwater
cell gt1 gt modwater -14
cell gt2 gt fill gta 14 -15
cell gt3 gt modwater 15

% Módulo de combustible tipo A1
cell a1 A01 fill MA1 -a1
cell a2 A01 modwater -a2 a1

lat MA1 1 0.0 0.0 17 17 1.25984
fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA gt fA gt fA gt fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

fA fA fA fA gt fA fA fA fA fA fA fA gt fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA gt fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA gt fA fA fA fA fA fA fA gt fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA gt fA gt fA gt fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA
fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA fA

% --- Pin de Combustible - Combustible A tipo MA1

pin A

fuelA 0.405765

gap 0.41402

clad 0.47498

modwater

cell A1 fA modwater -14

cell A2 fA fill A 14 -15

cell A3 fA modwater 15

% % Módulo de combustible tipo A2

cell ag1 A02 fill MA2 -a1

cell ag2 A02 modwater -a2 a1

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
lat MA2 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAG fAnG fAnG fAnG gt fAnG gt fAnG gt fAnG fAnG fAnG fAG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG gt fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG gt fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG gt fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAG gt fAnG fAnG gt fAnG fAnG gt fAnG fAnG gt fAnG fAnG gt fAG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG gt fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAG fAnG fAnG fAnG gt fAnG gt fAnG gt fAnG fAnG fAnG fAG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG fAnG
% --- Pin de Combustible - Combustible AG tipo MA2

pin AG

fuelAG 0.405765

gap 0.41402

clad 0.47498

modwater

cell AG1 fAG modwater -14

cell AG2 fAG fill AG 14 -15

cell AG3 fAG modwater 15

% --- Pin de Combustible - Combustible AnG tipo MA2

pin AnG
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

fuelAnG 0.405765

gap 0.41402

clad 0.47498

modwater

cell AnG1 fAnG modwater -14

cell AnG2 fAnG fill AnG 14 -15

cell AnG3 fAnG modwater 15

% % Módulo de combustible tipo B1

cell b1 B01 fill MB1 -a1

cell b2 B01 modwater -a2 a1

lat MB1 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB gt fB gt fB gt fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB gt fB fB fB fB fB fB fB fB gt fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB gt fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB gt fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB gt fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB gt fB fB fB fB fB fB fB fB gt fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB gt fB gt fB gt fB fB fB fB fB fB fB

fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB fB

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

fB fB

% --- Pin de Combustible - Combustible B tipo MB1

pin B

fuelB 0.405765

gap 0.41402

clad 0.47498

modwater

cell B1 fB modwater -14

cell B2 fB fill B 14 -15

cell B3 fB modwater 15

% % Módulo de combustible tipo B2

cell bg1 B02 fill MB2 -a1

cell bg2 B02 modwater -a2 a1

lat MB2 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBnG fBG fBnG fBnG fBnG gt fBnG gt fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBG fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBnG gt fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBG gt fBnG fBnG gt fBnG fBnG gt fBnG fBnG gt fBnG fBnG gt fBG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

fBnG fBnG gt fBnG fBnG

fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
fBnG fBnG fBnG fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBnG
fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG
fBnG fBnG fBG fBnG fBnG fBnG gt fBnG gt fBnG gt fBnG fBnG fBnG fBG fBnG fBnG
fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG
fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG fBnG
```

```
% --- Pin de Combustible - Combustible BG tipo
```

```
pin BG
```

```
fuelBG      0.405765
```

```
gap         0.41402
```

```
clad        0.47498
```

```
modwater
```

```
cell BG1 fBG modwater -14
```

```
cell BG2 fBG fill BG  14 -15
```

```
cell BG3 fBG modwater 15
```

```
% --- Pin de Combustible - Combustible BnG
```

```
pin BnG
```

```
fuelBnG     0.405765
```

```
gap         0.41402
```

```
clad        0.47498
```

```
modwater
```

```
cell BnG1 fBnG modwater -14
```

```
cell BnG2 fBnG fill BnG  14 -15
```

```
cell BnG3 fBnG modwater 15
```

```
% % Módulo de combustible tipo C1
```

```
cell c1 C01 fill MC1 -a1
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
cell c2 C01 modwater -a2 a1

lat MC1 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 gt fc1 gt fc1 gt fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 gt fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 gt fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 gt fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 gt fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 gt fc1 gt fc1 gt fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1
fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1 fc1

% --- Pin de Combustible Tipo C1

pin C_1
fuelC_1 0.405765
gap 0.41402
clad 0.47498
modwater
cell C1 fc1 modwater -14
cell C2 fc1 fill C_1 14 -15
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
cell C3 fC1 modwater 15

% % Módulo de combustible tipo C2

cell cg1 C02 fill MC2 -a1

cell cg2 C02 modwater -a2 a1

lat MC2 1 0.0 0.0 17 17 1.25984

fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCG fCnG fCnG fCnG gt fCnG gt fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG gt fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCG gt fCnG fCnG gt fCnG fCnG gt fCnG fCnG gt fCnG fCnG gt fCG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG gt fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCG fCnG fCnG fCnG gt fCnG gt fCnG gt fCnG fCnG fCnG fCG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG fCnG
% --- Pin de Combustible Tipo CG

pin CG

fuelCG 0.405765

gap 0.41402

clad 0.47498

modwater

cell CG1 fCG modwater -14
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
cell CG2 fCG fill CG 14 -15
cell CG3 fCG modwater 15
% --- Pin de Combustible Tipo CnG
pin CnG
fuelCnG 0.405765
gap 0.41402
clad 0.47498
modwater
cell CnG1 fCnG modwater -14
cell CnG2 fCnG fill CnG 14 -15
cell CnG3 fCnG modwater 15
% % Módulo de combustible tipo C3
cell cd1 C03 fill MC3 -a1
cell cd2 C03 modwater -a2 a1
lat MC3 1 0.0 0.0 17 17 1.25984
fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 gt fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 gt fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 gt fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 gt fc3 gt fc3 gt fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3
fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3 fc3

% --- Pin de Combustible Tipo C3
pin C_3
fuelC_3    0.405765
gap    0.41402
clad    0.47498
modwater

cell D1 fc3 modwater -14
cell D2 fc3 fill C_3  14 -15
cell D3 fc3 modwater 15

% agua
cell d2 uWW modwater -a2

% --- Condición de contorno:
set bc 1

set gcu -1
set nfg 3 0.625E-6 1

% --- Población de neutrones y ciclos de criticidad
% ---- Ciclos: 8050
% ---- Neutrones por ciclo: 5000
% ---- Ciclos omitidos: 200
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

```
set pop 5000 8050 200

% Iteración para conseguir k=1
set iter nuc 200 1 2 50100 50110 1 modwater

plot 1 2048 2048 -25 -20 -35 -30
plot 33 2048 2048
plot 2 2048 2048
mesh 3 5000 5000
mesh 1 5000 5000

set egrid 5E-5 1E-9 15.0
set fpcut 1E-6

set bumode 2 % CRAM
set pcc 1 % Predictor-corrector
set xscal 2

set powdens 17.3500414E-3

dep daytot
30
90
146
292
365
438
584
```

730

```
set inventory all
```

```
ene 1 1 1E-11 0.025e-6
```

```
% Detectores flujo neutrónico (neutrones térmicos)
```

```
det A01
```

```
de 1
```

```
d1 MA1
```

```
dz -119.38 119.38 3
```

```
det A02
```

```
de 1
```

```
d1 MA2
```

```
dz -119.38 119.38 3
```

```
det B01
```

```
de 1
```

```
d1 MB1
```

```
dz -119.38 119.38 3
```

```
det B02
```

```
de 1
```

```
d1 MB2
```

```
dz -119.38 119.38 3
```

```
det C01
```

```
de 1
```

```
d1 MC1
```

Estudio de Criticidad de un reactor nuclear modular pequeño (SMR) de NuScale mediante el uso del código de Monte Carlo Serpent.

dz -119.38 119.38 3

det C02

de 1

dl MC2

dz -119.38 119.38 3

det C03

de 1

dl MC3

dz -119.38 119.38 3

% Hay que definir el volumen, si no lo calcula mal

set mvol

fuelA 1 2.60833E+05 % (0.000)

fuelAG 1 3.96120E+03 % (0.002)

fuelAnG 1 1.26509E+05 % (0.000)

fuelB 1 2.60815E+05 % (0.000)

fuelBG 1 3.95979E+03 % (0.002)

fuelBnG 1 1.26413E+05 % (0.000)

fuelC_1 1 2.60849E+05 % (0.000)

fuelCG 1 3.93654E+03 % (0.002)

fuelCnG 1 1.26474E+05 % (0.000)

fuelC_3 1 3.25844E+04 % (0.001)

clad 0 4.13826E+05 % (0.000)

ss304 0 3.08479E+06 % (0.000)

gap 0 4.95107E+04 % (0.001)

modwater 0 1.06065E+07 % (0.000)

