



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO
PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO EN INGENIERÍA
ENERGÍA

EVALUACIÓN DEL USO DE COMBUSTIBLE AVANZADO EN EL REACTOR
NUCLEAR MODULAR E INTEGRAL NUSCALE

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

PRESENTA:
SADIEL PINO MEDINA

TUTOR PRINCIPAL
Dr. JUAN LUIS FRANCOIS LACOUTURE
FACULTAD DE INGENIERÍA

CIUDAD DE MÉXICO, OCTUBRE DE 2018



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

JURADO ASIGNADO:

Presidente: Dra. Martín Del Campo Márquez Cecilia

Secretario: Dr. Chávez Mercado Carlos

Vocal: Dr. Francois Lacouture Juan Luis

1^{er.} Suplente: M. en C. Salazar Salazar Edgar

2^{do.} Suplente: Dr. López Solis Roberto Carlos

Lugar o lugares donde se realizó la tesis: POSGRADO INGENIERÍA-UNAM, CDMX

TUTOR DE TESIS:

SADIEL PINO MEDINA

FIRMA

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACYT) por brindar apoyo económico a través del programa de maestría y doctorado en energía.

A mi tutor Juan Luis Francois Lacouture por el apoyo incondicional brindado, el esfuerzo realizado y el tiempo dedicado en la realización de este trabajo.

A la UNAM por acogerme en sus instalaciones y a los profesores que de una forma u otra han aportado para la realización de esta tesis en opción al grado de Maestro en Ingeniería.

Y un especial agradecimiento para mi esposa, mis padres, hermanos y amigos que siempre han estado ahí para apoyarme y brindar su confianza en todo momento.

RESUMEN

La seguridad es un concepto que recientemente ha llamado la atención en los pequeños Reactores Modulares, entre los que destaca el NuScale. Este reactor ofrece un diseño integral único con un enriquecimiento inferior al 5%, una potencia eléctrica de planta de 540 MWe con una potencia térmica por unidades de 160 MWt, ciclos de operación de 24 meses, garantizando el apagado seguro mediante sistemas pasivos y redundantes. En este trabajo se simula el núcleo del reactor NuScale con el código de Monte Carlo Serpent, con el objetivo de analizar los parámetros más importantes de un ciclo de equilibrio y hacer una comparación entre diferentes combustibles avanzados, como los combustibles cerámicos (UO_2 , U_3Si_2) y el combustible metálico (U-10Zr). Los resultados predicen el comportamiento del núcleo a través del factor efectivo de multiplicación de neutrones y la concentración de boro durante el quemado del combustible, así como el coeficiente Doppler, los coeficientes de densidad y temperatura del moderador y el margen de apagado del reactor. Se obtuvieron también las distribuciones radial y axial de potencia y el espectro de neutrones de cada uno de los casos analizados. Los resultados muestran que el reactor puede funcionar con el combustible U_3Si_2 sin ningún cambio en el diseño del núcleo basado en combustible UO_2 . Respecto al combustible metálico 10Zr-U, se deben realizar análisis más profundos para llegar a conclusiones definitivas sobre el uso de este combustible en el núcleo de NuScale.

ABSTRACT

Safety is a concept that has recently drawn attention in the Small Modular Reactors, among which the NuScale in particular stands out. This reactor offers a unique integral design with enrichment below 5%, a thermal power of 160 MW and 24-month operating cycles, also guaranteeing safe shutdown by redundant passive systems. In this work the core of the NuScale reactor is simulated with the Monte Carlo Serpent code, with the objective of analyzing important steady state core parameters and making a comparison between different advanced fuels, such as ceramic fuels (UO_2 , U_3Si_2) and metallic fuels (U-10Zr). The results predicts the behavior of the core through the effective neutron multiplication factor and the boron concentration along the fuel burnup, as well as the Doppler coefficient and moderator density and temperature coefficients. The radial and axial power distributions and the neutron spectrum of each of the analyzed cases were computed. The results show that the reactor can operate with the U_3Si_2 fuel without any change in the core design based on the UO_2 fuel. Regarding the 10Zr-U metallic fuel, deeper analysis must be carried out in order to reach definitive conclusions about the use of this fuel in the NuScale core.

ÍNDICE GENERAL

RESUMEN	IV
ABSTRACT	V
ÍNDICE GENERAL	VI
ÍNDICE DE FIGURAS	VIII
ÍNDICE DE TABLAS	X
INTRODUCCIÓN	1
CAPITULO I	6
I.1 Small Modular Reactor (SMR).....	6
I.1.1 SMR y visión general de los diseños	9
I.1.1 Operación y mantenimiento, costos de combustible.....	10
I.1 NuScale Reactor de Potencia Modular	12
I.1.1 Descripción de los Sistemas Nucleares.....	15
I.1.2 Configuración modular	17
I.1.3 Distribución de planta.....	17
I.1.4 Descripción de la seguridad	18
I.1.5 Contención de Alta Presión	18
I.1.6 Sistemas Pasivos de seguridad	19
I.1.7 Características de Diseño para Mitigación de Accidentes Graves.....	20
I.1.8 Combustible gastado y manejo de desechos	22
I.1.9 Reemplazo del combustible en una planta NuScale.....	22
CAPITULO II	23

II.1 El código de Monte Carlo Serpent	23
II.2 Cálculo de Quemado en Serpent	25
II.3 Aplicaciones del Código Serpent.....	26
II.4 Características Fundamentales del Código Serpent	27
II.5 Combustible de $^{10}\text{Zr-U}$ y U_3Si_2	28
CAPITULO III	31
III.1 Modelo NuScale en Serpent	31
III.2 Combustible Nuclear.....	36
III.3 Ciclo de Equilibrio	37
III.4 Combustible de Uno y Dos Ciclos de Quemado	40
III.5 Control de Reactividad por Boro	41
CAPITULO IV	44
IV.1 Factor Efectivo de Multiplicación de Neutrones.	44
IV.2 Coeficiente de Reactividad por Boro y Operación del Reactor	45
IV.3 Coeficiente de Temperatura del Moderador	48
IV.4 Coeficiente de Densidad del Moderador.....	50
IV.5 Coeficiente de Temperatura del Combustible (Doppler)	51
IV.6 Distribución Radial de Potencia.....	52
IV.7 Distribución Axial de Potencia.....	56
IV.8 Margen de Apagado	57
IV.9 Espectro Neutrónico	58
REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	61

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Diseño general de la sala de reactores y de recarga de NuScale. 3

Figura 2. Costos de O&M y del combustible en función de la potencia para PWR.¹ 11

Figura 3. Costos de generación de electricidad para los SMR en función de los costos de capital, a una tasa de descuento real del 5%.¹ 12

Figura 4. Descripción de un módulo NuScale, sumergido en una piscina de concreto y acero.⁵. 15

Figura 5 Descripción de un módulo NuScale.⁵ 17

Figura 6. Ejemplo de una planta NuScale con 12 módulos (540MWe).⁵ 18

Figura 7. Descripción del sistema de eliminación de calor de contención (CHRS).⁵ 20

Figura 8. NuScale CDF para eventos internos en comparación con el NRC Goal descrito en NRC White Paper, Implementación de Métricas de Riesgo para Reactores Nuevos. 21

Figura 9. Pin de Combustible. 32

Figura 10. Pin de la Barra de Control. 32

Figura 11. Configuración geométrica del ensamble combustible NuScale con combustible de UO₂.^{11, 12} 33

Figura 12. Configuración geométrica del ensamble combustible NuScale modelado en Serpent.¹² 34

Figura 13. Lattice del Núcleo completo para el modelo NuScale. 35

Figura 14. Modelo NuScale en Serpent (Vista Radial). 36

Figura 15. Modelo NuScale en Serpent (Vista Axial). 36

Figura 16. Configuración de Recarga para el Ciclo de Equilibrio de Referencia.¹¹ 39

Figura 17. Esquema de Cálculo de los Combustibles de uno y dos Ciclos de Quemado. 41

Figura 18. Efecto de la concentración de boro en la Keff del reactor en el ciclo de quemado.... 42

Figura 19. Variación de la concentración de Boro en el ciclo de quemado. 43

Figura 20. Keff vs quemado del combustible..... 45

Figura 21. Factor de multiplicación neutrónica en el ciclo de quemado del combustible..... 46

Figura 22. Concentración de boro en el refrigerante durante el ciclo de quemado del combustible.
..... 48

Figura 23. Coeficiente de Temperatura del Moderador (CTM) Principio de Ciclo. 49

Figura 24. Coeficiente de Temperatura del Moderador (CTM) Final de Ciclo..... 49

Figura 25. Coeficiente de Densidad del Moderador..... 50

Figura 26. Coeficiente de Temperatura Doppler a Inicios del Ciclo de Quemado. 51

Figura 27. Coeficiente de Temperatura Doppler al Final del Ciclo de Quemado. 52

Figura 28. Distribución Radial de Potencia a Inicio del Ciclo de Quemado. 53

Figura 29. Distribución Radial de Potencia a Final del Ciclo de Quemado. 54

Figura 30. Mapa de potencia normalizada para el núcleo de UO_2 : A Inicio del ciclo, B al Final del ciclo de quemado del combustible. 55

Figura 31. Mapa de potencia para el núcleo de U_3Si_2 : A Inicio del ciclo, B al Final de ciclo de quemado del combustible. 55

Figura 32. Mapa de potencia para el núcleo de $10Zr-U$: A Inicio del ciclo, B Final del ciclo de quemado del combustible. 56

Figura 33. Distribución Axial de Potencia: A Inicio del Ciclo de Quemado, B Final del Ciclo de Quemado. 57

Figura 34. Espectro Neutrónico. 59

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla I. Situación actual de los SMR.	9
Tabla II. Resumen técnicos del NuScale Power Reactor. ⁵	13
Tabla III. Parámetros del conjunto de pines de combustible y control del reactor NuScale. ¹¹	32
Tabla IV. Definición de las celdas de combustible, de refrigerante y reflector en el modelo NuScale.	34
Tabla V. Propiedades de los Combustibles. ¹³	37
Tabla VI. Composición Atómica y Propiedades Físicas de los Ensamblados de Combustible.	39
Tabla VII. Coeficiente de reactividad por boro (pcm/ppm).....	47
Tabla VIII. Valores de KEFF con la barra de control de mayor reactividad no insertada.....	58
Tabla IX. Margen de Apagado (% $\Delta K/K$)......	58

INTRODUCCIÓN

La historia de la energía nuclear se remonta a principios del siglo XX, cuando las nuevas teorías de la física afirmaban que la energía de enlace del núcleo atómico podría exceder a las energías involucradas en las reacciones químicas convencionales en un factor de un millón o más. Si se pudiera liberar tal energía, fácilmente se convertiría en la invención industrial más importante desde la máquina de vapor. También fue claro desde el principio que la nueva forma de energía podría ser utilizada como arma de guerra.

En 1942 se logra la primera reacción en cadena controlada por el hombre en la universidad de Columbia con la pila de Enrico Fermi, la cual constituía un diseño de reactor moderado por grafito. El Proyecto Manhattan continuó con los trabajos sobre el enriquecimiento para obtener uranio-235 en altas concentraciones y también investigaciones sobre el desarrollo de reactores. El objetivo era: aprender más sobre la reacción en cadena para el diseño de la bomba y desarrollar un método para producir un nuevo elemento, el plutonio, que se esperaba que fuera fisionable y pudiera aislarse químicamente del uranio.

Todos los reactores nucleares que operan en la actualidad se basan en la reacción en cadena de fisión. Una descripción simplificada de una central nuclear no difiere significativamente de las plantas convencionales a gas, petróleo o carbón: el reactor produce calor, que se utiliza para generar vapor, que se utiliza para hacer funcionar turbinas, que están conectadas a un generador y esto produce electricidad. Sin embargo, en el reactor se refleja todo lo que sucede dentro del sistema y todas las perturbaciones se reflejan inevitablemente en la neutrónica, ésta es la diferencia crucial para las plantas de energía convencionales.

Otra diferencia es que el combustible nuclear se mantiene dentro del núcleo del reactor durante un tiempo prolongado, generalmente durante todo el ciclo operativo, que normalmente varía de uno a dos años. Las propiedades físicas del combustible cambian drásticamente durante el ciclo y el reactor debe ajustarse para hacer frente a los cambios.

El acoplamiento entre el flujo de refrigerante y la potencia del reactor, y entre los cambios isotópicos y mecánicos en el combustible debido a la irradiación de neutrones, son ejemplos de

fenómenos que deben modelarse en el análisis de reactores nucleares. La ingeniería de reactores nucleares combina la teoría del transporte de neutrones, la física de los materiales y la termohidráulica.

Los diseños de combustible de los reactores de agua ligera (LWR, por sus siglas en inglés), y en particular los de agua a presión, PWR (por sus siglas en inglés) se basan en pastillas de dióxido de uranio: UO_2 y revestimiento a base de una aleación de zirconio que tienen un largo historial de operación segura. Sin embargo, bajo severas condiciones de accidente, más allá de la base de diseño y en condiciones de alta temperatura, las aleaciones de zirconio pueden reaccionar exotérmicamente con vapor degradando el revestimiento y liberando hidrógeno, que constituye un peligro explosivo. Las pastillas de UO_2 también pueden fracturarse cuando el enfriamiento a largo plazo es inadecuado.

Esto hace que se estén investigando activamente las mejoras de los revestimientos, para reducir la corrosión a altas temperaturas y las mejoras en las pastillas de combustible para aumentar la conductividad térmica, a fin de mejorar aún más la seguridad de los LWR al tiempo que se reducen los costos del combustible.

La *American Nuclear Society* (ANS) concluyó en su reunión anual del 2018 en Filadelfia que el desarrollo de nuevas tecnologías nucleares se está acelerando más rápido de lo que la mayoría de la gente piensa y que gobiernos como Canadá, China y Estados Unidos están impulsando el desarrollo de reactores modulares.¹⁸

La empresa NuScale diseña y comercializará pequeños reactores nucleares modulares que el Departamento de Energía de los Estados Unidos espera que sean operacionales para el 2025. Sus diseños utilizan el enfoque de agua ligera para la refrigeración y la generación de vapor como es común en las plantas nucleares convencionales. Lo más atractivo de este nuevo reactor es el diseño modular y su despliegue en planta, presentando módulos prefabricados, transportados por vagones o camiones especiales y ensamblados en el sitio como se muestra en la Figura 1. Las unidades de NuScale fueron actualizadas recientemente para producir unos 60 Megawatts de energía eléctrica con un reabastecimiento cada dos años de combustible estándar de uranio-235 enriquecido al 4.95 por ciento.



Figura 1. Diseño general de la sala de reactores y de recarga de NuScale.

El diseño de NuScale no depende de bombas de agua u otros equipos activos.⁵ La compañía afirma que puede apagarse y continuar enfriándose indefinidamente en caso de una catástrofe. Los dispositivos están diseñados para mantenerse en una piscina subterránea y absorber el impacto de terremotos y en caso que se pierda potencia de corriente alterna (CA) para los sistemas de refrigeración, el agua de la piscina comienza a absorber calor.

La Comisión Reguladora Nuclear de los EE.UU. (NRC) ya ha completado la primera y más intensa fase de revisión para la aplicación de certificación de diseño de *NuScale Power*. NuScale es la primera y única aplicación de reactor modular (SMR) que ha sido sometida para la revisión de la NRC.

Los análisis de este trabajo de investigación se enfocan principalmente en evaluar el comportamiento del núcleo del reactor NuScale en un ciclo de equilibrio con combustibles de uranio-circonio y uranio-silicio, comparando los resultados con los obtenidos con el uso del combustible de óxido de uranio. Los cálculos se realizaron mediante simulaciones en el código Serpent de Monte Carlo.

La comparación del uso de los diferentes combustibles está basada en la obtención de variables y parámetros del núcleo del reactor a inicio y final del ciclo y durante el ciclo de equilibrio del reactor nuclear. Los cálculos iniciales muestran cómo los nuevos combustibles

podrían ser considerados para su uso en el nuevo reactor, ya que muestran un comportamiento similar desde el punto de vista de la operación del reactor en el ciclo de equilibrio.

PROBLEMA CIENTÍFICO

En caso de accidentes severos y en condiciones de alta temperatura las aleaciones de zirconio pueden reaccionar exotérmicamente con el vapor degradando la vaina de combustible y liberando hidrógeno. Las pastillas de UO_2 se fracturan producto de las altas temperaturas y del aumento del quemado del combustible. De esta manera, el combustible metálico de 10Zr-U y el cerámico de U_3Si_2 se presentan como una alternativa a las pastillas de óxido de uranio en los elementos combustibles del reactor modular NuScale, bajando el grado de enriquecimiento del uranio y manteniendo los parámetros del reactor en niveles aceptables durante el ciclo de equilibrio.

OBJETIVO GENERAL

Evaluar y comparar el comportamiento del núcleo de NuScale operando con combustible de óxidos de Uranio contra la opción de incorporar combustibles avanzados, como el metálico de 10Zr-U y el cerámico de U_3Si_2 ; a través del análisis de los principales variables neutrónicas en estado estacionario, como el factor efectivo de multiplicación de neutrones K_{eff} , la concentración de boro en el ciclo de equilibrio, los coeficientes de temperatura y densidad del moderador, el coeficiente Doppler y el margen de apagado del reactor.

ESTRUCTURA DE LA TESIS

La tesis está dividida en cuatro capítulos. En el Capítulo I se presenta una descripción general de los reactores modulares (SMR), su desarrollo actual y los diseños en los diferentes países, así como un análisis de los costos de operación, mantenimiento y de combustibles. Se describen los diferentes sistemas nucleares del NuScale, su distribución de planta y los nuevos conceptos de seguridad aplicados.

El Capítulo II presenta las facilidades del código de Monte Carlo en el cálculo de los reactores nucleares y se muestran las características fundamentales de Serpent en el cálculo de reactores y en el quemado del combustible nuclear. El Capítulo III presenta cómo fue construido el modelo

del núcleo de NuScale en el código Serpent. Se describen los combustibles modelados incluyendo los de uno y dos ciclos de quemado, el ciclo de equilibrio y cómo se implementó el control de reactividad por boro en el reactor.

El Capítulo IV presenta los resultados mediante las simulaciones y los análisis de los resultados del factor de multiplicación neutrónica, el coeficiente de reactividad por boro y el control del boro en la operación del reactor. Se analizaron los coeficientes de temperatura y densidad del moderador, el coeficiente Doppler, la distribución axial y radial de potencia en el núcleo, el margen de apagado del reactor y el espectro neutrónico de los combustibles estudiados. Finalmente, se presentan las conclusiones a las que se llegó en esta investigación.

CAPITULO I

I.1 Small Modular Reactor (SMR)

En los últimos años los proyectos de desarrollo de los SMR han estado progresando sustancialmente, con dos reactores actualmente en construcción: el CAREM-25 (prototipo) en Argentina y el KLT-40S en la Federación Rusa. El interés en los SMR está impulsado por la motivación de reducir los costos totales de capital de las centrales nucleares y de suministrar energía a los sistemas con redes más pequeñas, que lleva a más diseños a alcanzar etapas avanzadas de desarrollo. Para intentar cuantificar el tamaño del mercado de los SMR a corto y mediano plazo, se lanzó un proyecto en la Agencia de Energía Nuclear (NEA) con el objetivo de recopilar y analizar datos económicos y de mercado sobre los SMR, incluyendo estimaciones del costo de producción en las fábricas.¹

Los datos de este estudio, reunidos mediante cuestionarios y entrevistas con proveedores de la tecnología y clientes potenciales, se utilizaron para evaluar el potencial de despliegue comercial de los SMR en todo el mundo. Sólo se examinaron las proyecciones a corto y mediano plazo (2020-2035) y tecnologías maduras (es decir, SMR basadas en tecnologías de reactores de agua ligera) y se examinaron los factores que influyen en el mercado de los SMR en todo el mundo. Este informe fue elaborado por el personal de la NEA y supervisado por el grupo de trabajo de esta organización sobre Economía de la Energía Nuclear (WPNE) y un comité para Estudios Técnicos y Económicos sobre el Desarrollo de la Energía Nuclear y el Ciclo del Combustible.

Las principales diferencias de los SMR en comparación con las centrales nucleares en cuanto a la economía y mercado son su pequeña potencia de salida (típicamente por debajo de 300 MWe por unidad) y la modularidad. Los módulos que están destinados a ser producidos en condiciones de fábrica podrían ser unidades de reactor completas. Estos módulos autónomos podrían ser transportados al lugar de construcción, lo que también podría implicar que las estructuras producidas en fábrica, así como los sistemas de refrigeración y los otros componentes, se podrían

construir bajo estas mismas condiciones. La mayoría de los diseños SMR se benefician de un número reducido de estructuras, sistemas y componentes.¹

No se conocen todavía los aspectos económicos de los SMR como los costos de capital, los costos de operación y mantenimiento y los costos de combustible. Los proveedores de SMR ofrecen las siguientes ventajas en los reactores modulares pequeños:¹

- Los diseñadores de los SMR señalan que sus conceptos ofrecen mayor seguridad nuclear y permiten la implementación de características pasivas únicas.
- Muchos diseños SMR se benefician de un número reducido de estructuras, sistemas, componentes y sistemas de conversión de energía simplificados.
- Debido a la menor inversión inicial requerida para una unidad, se espera que las plantas con SMR sean más fáciles de financiar.
- Las plantas con múltiples unidades SMR ofrecen una mejor flexibilidad para las empresas que operan en los mercados con grandes cantidades de recursos renovables variables o que operan en pequeñas redes.
- La mayoría de los diseños SMR tienen un alto potencial de operación en los regímenes de carga.
- Los requisitos de infraestructura de transmisión podrían ser menores para SMR que para los reactores avanzados de agua ligera (ALWR, por sus siglas en inglés), debido a la menor producción de electricidad. Esto los hace adecuados para el despliegue en un mayor número de ubicaciones.
- En términos de gestión de recursos humanos de los equipos involucrados en la operación y la gestión de interrupciones, hay beneficios al tener varias unidades SMR idénticas en lugar de una unidad grande. Además la configuración de varias unidades ayuda a evitar un largo período de parada, comparado con los ALWR, a través del mantenimiento unitario por unidad y el reabastecimiento escalonado del combustible.

- El rendimiento energético de los SMR es adecuado para las redes de distribución de calor y agua existentes, por tanto podrían ofrecer un mayor potencial de cogeneración, como en la desalinización de agua y la calefacción urbana.
- La modularidad de construcción y unidades de pequeño tamaño facilitan el desmantelamiento.

De acuerdo con las estimaciones disponibles hoy en día, si se tienen en cuenta las ventajas competitivas de los SMR, se espera que estos tengan costos totales absolutos de construcción por kWe más bajos que los ALWR.¹ Esto sería posible si los SMR fueran producidos en grandes cantidades, a través de cadenas de suministro optimizadas y con menores costos de financiamiento.

Según estimaciones de los vendedores, la mayoría de los diseños SMR requieren la construcción de cinco a siete plantas para sacar el máximo provecho del establecimiento y aprendizaje de la cadena de suministro. Por lo tanto, el tamaño del mercado SMR que determina la posibilidad de producción en fábrica es particularmente importante para alcanzar el nivel deseado de competitividad.

Se espera que los costos de combustible sean mayores debido a tamaños de núcleos más pequeños y un uso menos eficiente del combustible. Los costos de operación y mantenimiento (O & M) dependerán de la capacidad del diseñador de SMR para demostrar a los reguladores nucleares que los requerimientos de seguridad y operación podrían lograrse con menos personal que para los ALWR. Sin embargo, para las plantas de varias unidades de SMR, es probable que disminuyan los costos de O & M por MWh, aunque esto dependerá de los requisitos reglamentarios.

Por consiguiente si los SMR se producen en serie en condiciones de fábrica, es probable que sean más baratos de construir que los ALWR en términos de costos totales de construcción absolutos y por kWe, aunque tendrán costos variables más altos. En términos económicos los costos de los SMR se sitúan, por lo tanto, entre los del carbón y las grandes centrales nucleares.

I.1.1 SMR y visión general de los diseños

Los SMR son reactores con una potencia eléctrica inferior a 300 MWe que dependen fuertemente de la producción en serie de módulos de reactores en fábrica (Tabla I). Las características de los SMR los convierten en una solución práctica para muchos mercados (aplicación en áreas remotas o aisladas, islas, etc.) donde cualquier opción de generación de energía es técnicamente difícil de implementar y costosa. Sin embargo, estos mercados, como en el caso de las islas, son muy específicos y pueden, en última instancia, contradecir los requisitos de normalización de los productos.

Tabla I. Situación actual de los SMR.¹

SMR	Potencia Eléctrica		Configuración de la Planta	Estado de la licencia
	Unidades	MWe(net)		
CAREM-25 (prototipo) Argentina	1	27	Único Módulo	Licenciado En Construcción
KLT-40S (w/desal) Rusia	2	2x35	Dos unidades montadas	Licenciado En Construcción, terminación en 2019
SMART (w/desal) Corea	1	90	Único Módulo	Licenciado
mPower Estados Unidos	2	2x180	Multi-Módulo	Pre-aplicación revisado
NuScale Estados Unidos	12	12x45	Multi-Módulo	Pre-aplicación revisado
Holtec HI-SMUR Estados Unidos	1	160	Único Módulo	Pre-aplicación revisado
Westinghouse SMR Reino Unido	1	225	Único Módulo	Pre-aplicación revisado

Los SMR también podrían desplegarse en los mercados tradicionales donde las plantas convencionales y las centrales nucleares de gran escala son competidores serios. En este segmento de mercado, se espera que los SMR se beneficien de un número reducido de estructuras, sistemas y componentes en comparación con centrales nucleares de gran escala,

presentando sistemas de conversión de energía simplificados, mayor flexibilidad y financiación más fácil, pero esta última ventaja aún no se ha demostrado.

I.1.1 Operación y mantenimiento, costos de combustible

Los costos de O & M incluyen todos los costos asociados con la operación, mantenimiento, administración, suministros de materiales, derechos de licencia y salarios del personal. Para los ALWR, el componente de O & M está típicamente en el rango de 10-20 USD / MWh.^{1, 2} El componente fijo de los costos de O & M es independiente del tamaño de la planta e incluye el costo de la seguridad. Si los costos de O & M para los ALWR se reducen a los niveles de potencia de los SMR, entonces el costo de O & M por MWh podría ser mayor para los SMR que para los ALWR. Sin embargo, para plantas con varias unidades de SMR, se espera que los costos de O & M por MWh disminuyan con los cambios en los requerimientos regulatorios.

Muchos diseñadores de SMR proponen soluciones innovadoras para el funcionamiento de la planta como por ejemplo, una sola sala de control para varios reactores, la sustitución de los reactores en lugar del reabastecimiento del combustible, los cuales son aceptados por los reguladores y podría conducir a menores costos de O & M. Independientemente de estos factores, la operación de una planta de múltiples unidades permite reducir los costos al optimizar el número de personal, realizando trabajos de reabastecimiento y mantenimiento en unidades SMR individuales una a la vez, reduciendo costos de energía de reemplazo.

El componente costo del combustible depende del precio del combustible fresco, que incluyen el precio del uranio, los servicios de conversión y enriquecimiento, la fabricación de combustible y el costo del *back-end* del ciclo del combustible. En el caso de las ALWR, el componente del costo del combustible está típicamente en el rango de 6.5-13 USD / MWh y depende del precio del combustible y del quemado de éste.^{1, 3}

Es difícil proporcionar estimaciones de los costos de combustible de los SMR, especialmente dado que para muchos de ellos el diseño aún no está finalizado. Teniendo en cuenta el consumo promedio de combustible y el costo de fabricación de combustible, el costo del combustible por MWh podría ser mayor para los SMR integrados que para los LWR avanzados.^{1, 4}

En la Figura 2 se muestra la suma de los costos de O & M y de combustible para los ALWR y las estimaciones publicadas para el proyecto *mPower*, según cuestionarios de proveedores y diseñadores.

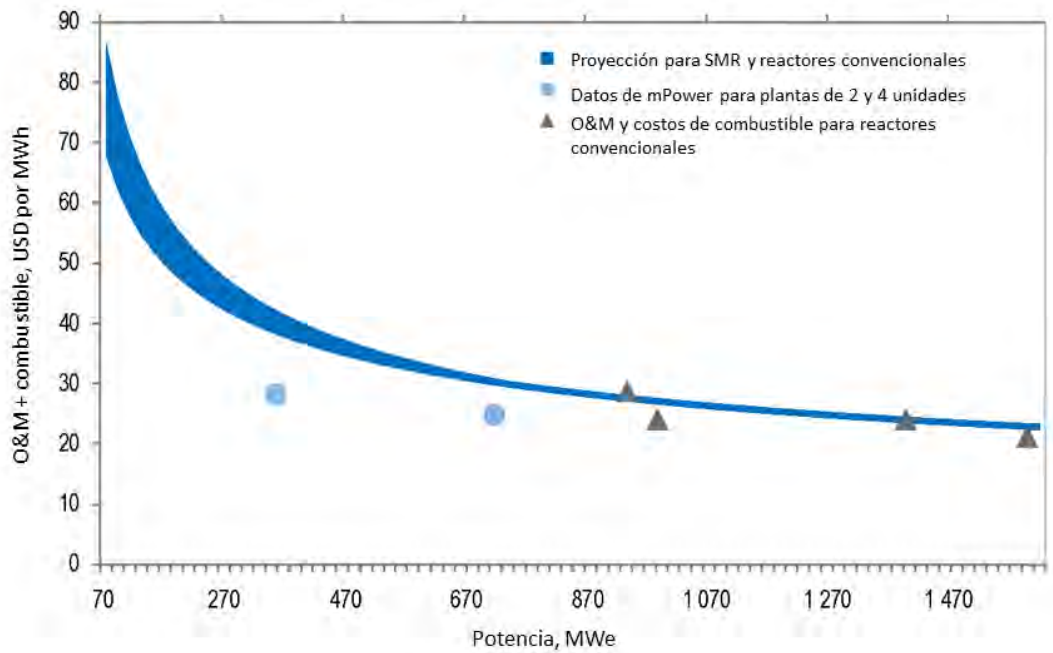
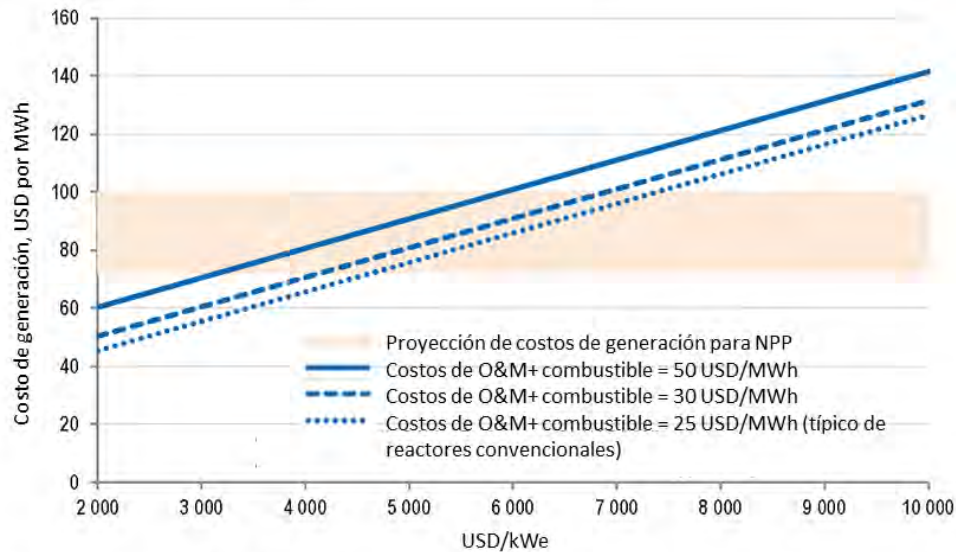


Figura 2. Costos de O&M y del combustible en función de la potencia para PWR.¹

En los costos totales de generación de electricidad existe incertidumbre en cuanto a los componentes del SMR. Sin embargo si se obtienen las ventajas competitivas esperadas, los SMR podrían ser más económicos de construir que los grandes reactores nucleares en términos de costos totales de construcción absolutos y por kWe. Las primeras estimaciones del costo de generación por kilowatt-hora (kWh) podrían ser más altas para los SMR que para los ALWR, pero podrían lograrse disminuciones a partir de contingencias menores y tiempos de construcción más cortos a medida que se gane en experiencia en la construcción de estos.

La Figura 3 presenta el costo nivelado de la electricidad (LCOE) para SMR para diferentes estimaciones de costos variables. Estos resultados se pueden comparar con los costos proyectados de generaciones de ALWR y otras fuentes de energía.^{1, 2}



Fuente: Información de NEA/IEA, 2015
 Note: Factor de capacidad de 95%

Figura 3. Costos de generación de electricidad para los SMR en función de los costos de capital, a una tasa de descuento real del 5%.¹

I.1 NuScale Reactor de Potencia Modular

En 2003 la Universidad Estatal de Oregón, en colaboración con el Laboratorio Nacional de Ingeniería de Idaho y Nexant-Bechtel, completó un proyecto para desarrollar un diseño preliminar para un reactor innovador llamado "Multi-Application Small Light Water Reactor" o "MASLWR". Los resultados finales fueron publicados por el patrocinador del proyecto y el Departamento de Energía de los EE.UU. y una descripción del diseño MASLWR se incluyó en el IAEA-TECDOC-1536.

En 2007, NuScale Power Inc. se formó para comercializar el concepto, y MASLWR fue renombrado a NuScale para reflejar las mejoras significativas hechas al diseño original. A principios de 2008, NuScale Power notificó a la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos su intención de iniciar discusiones previas a la aplicación con el fin de presentar una solicitud de Certificación de Diseño de una planta NuScale de doce módulos. *Fluor Corporation* se convirtió en el inversionista mayoritario de NuScale Power en 2011 y se compromete a proporcionar servicios de ingeniería, adquisición y construcción para el despliegue de plantas.⁵

Una planta NuScale consta de 1 a 12 módulos independientes, cada uno capaz de producir una potencia eléctrica neta de 45 MWe. Cada módulo incluye un reactor de agua ligera presurizada integrado y operado bajo condiciones de flujo primario de circulación natural. Cada reactor se aloja dentro de su propia vasija de contención de alta presión que está sumergida bajo agua en una piscina de concreto revestido de acero inoxidable. La Tabla II resume las principales características del diseño de la planta NuScale.

Tabla II. Resumen técnico del NuScale Power Reactor.⁵

DATOS GENERALES DE LA PLANTA		
Número de Módulos	12	
Potencia Eléctrica de la Planta	540	MW(e)
DATOS DE PLANTA (UN MÓDULO)		
Potencia Térmica por Reactor	160	MW(th)
Potencia Eléctrica por Reactor	45	MW(e)
Eficiencia de la Planta	>30.0	%
Modo de Operación	Carga Base	
Vida de la Planta por Diseño	60	Años
Disponibilidad de la Planta	>95	%
Refrigerante Primario	Agua Ligera	
Refrigerante del Circuito de Potencia	Agua Ligera	
Moderador	Agua Ligera	
Tipo de Ciclo	Indirecto	
Ciclo Termodinámico	Rankine	
OBJETIVOS ECONÓMICOS		
Modo de Desarrollo	Distribuidos o Centralizado	
NÚCLEO DEL REACTOR		
Altura de Núcleo Activo	2.0	m
Material Combustible	UO ₂ Pellets Cerámicos	
Tipo de Elemento Combustible	17 x 17	
Material de Cladding	Zircaloy-4 o Cladding Avanzado	
Configuración de lattice	Matriz Cuadrada	

Enriquecimiento del Combustible en el Ciclo de Equilibrio	<4.95	% Peso
Duración del Ciclo de Equilibrio	24	Meses
Quemado del Combustible de Descarga	> 30	MWd/kg
Veneno Quemable	Gadolinio	
Control de Reactividad	Barras de Control, Ácido Bórico	
Modo de Apagado del Reactor	Barras de Control	
SISTEMA DE REFRIGERANTE PRIMARIO		
Presión de Operación del Reactor	12.76	MPa
SISTEMA DE CONVERSION DE POTENCIA		
Medio de Trabajo	Vapor de Agua	
VASIJA DEL REACTOR		
Diámetro Exterior	~2830	mm
Altura de la Vasija	~20,000	mm
GENERADOR DE VAPOR EN EL CIRCUITO DE POTENCIA		
Tipo	Helicoidal	
Cantidad	2	
Modo de Operación	Refrigerante Secundario por Dentro de los Tubos	
SISTEMA DE CIRCULACIÓN PRIMARIA		
Tipo de Circulación	Circulación natural	
Número de Bombas	0	
PRESURIZADOR		
Tipo	Calentadores Eléctricos Internos	
Dispositivos Activos	Calentadores y Sprays	
CONTENCIÓN PRIMARIA		
Tipo	Contención al Vacío	
Forma	Cilíndrica	
Dimensiones (diámetro/altura)	~4,600/~24,500	mm
Presión de diseño	>5.5	MPa
SISTEMA DE REMOCIÓN DEL CALOR RESIDUAL		
Sistemas Activos/Pasivos	Pasivos DHRS/ECCS	

I.1.1 Descripción de los Sistemas Nucleares

La configuración básica de un solo módulo de reactor NuScale se muestra esquemáticamente en la Figura 4. El recipiente de presión del reactor nuclear contiene el núcleo, un generador de vapor helicoidal y un presurizador, alcanzando aproximadamente 20.0 m (65 pies) de largo por 2.8 m (9.3 pies) de diámetro. El núcleo está constituido por una matriz de ensamblajes de combustible con enriquecimiento estándar, de bajo peso molecular y grupos de barras de control. El generador de vapor helicoidal consta de dos conjuntos independientes de haces de tubos con entrada de agua de alimentación y líneas de salida de vapor.

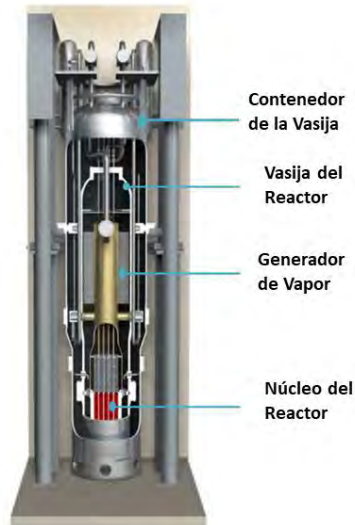


Figura 4. Descripción de un módulo NuScale, sumergido en una piscina de concreto y acero.⁵

En este sistema el agua de alimentación se bombea a los tubos donde hierve para generar vapor sobrecalentado. EL conjunto de calentadores presurizados que se encuentra en la parte superior del recipiente proporciona el control de presión. Todo el Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (NSSS, por sus siglas en inglés) está confinado en una contención de acero que tiene 24.6 m (80 pies) de alto por 4.6 m (15 pies) de diámetro.

Hay cinco características esenciales de la planta NuScale, que en su combinación, la distinguen de las muchas otras centrales nucleares que se están desarrollando hoy en día. El primero es su tamaño compacto, el NSSS puede ser totalmente prefabricado fuera de sitio y enviado por ferrocarril, tráiler o barco. En segundo lugar, el núcleo se enfría completamente por

circulación natural, el agua se calienta en el núcleo para producir un fluido de baja densidad que se desplaza hacia arriba. Los tubos helicoidales alrededor del exterior del intercambiador disipan el calor que enfría el agua, haciendo que su densidad aumente. La diferencia de densidad que actúa sobre una diferencia de elevación da lugar a una fuerza de flotación que impulsa el flujo alrededor del circuito. La operación de circulación natural proporciona una ventaja significativa al eliminar bombas, tuberías y válvulas y por lo tanto, los fallos potenciales asociados a dichos componentes. También reduce las cargas internas de la planta y esta simplicidad añadida mejora la seguridad general de la planta y su economía.

En tercer lugar, el diseño de la planta está basado en la tecnología del reactor de agua ligera que está bien establecida, por lo que puede ser licenciada dentro del marco regulatorio existente para el LWR, aprovechando un vasto espectro de investigación y desarrollo ya establecido, así como códigos y métodos probados y estándares regulatorios existentes.

En cuarto lugar, el diseño de NuScale está soportado por una instalación de prueba con calentamiento eléctrico, que funciona a plena presión y temperatura. La operación de una instalación de prueba integral para este tipo de diseño no convencional es muy útil para obtener la aprobación regulatoria de los órganos rectores, como la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (NRC). Los clientes también quieren asegurarse que las pruebas de las instalaciones integrales de la planta funcionen como se predijo. Este prototipo de instalación de prueba proporcionará los datos de soporte necesarios para la concesión de licencias.

Por último, el diseño NuScale es el único SMR que utiliza un contenedor modular compacto móvil, en contraste con el diseño de concreto tradicional. De forma similar a la vasija del reactor, el contenedor es prefabricado fuera de sitio y transportado por ferrocarril, tráiler o barco, mejorando la economía y la flexibilidad de despliegue.

Este conjunto de características, específicamente la sinergia creada por la simplicidad de la planta, la dependencia de la tecnología existente LWR, y la disponibilidad de una instalación de prueba integral, se combinan para posicionar la planta NuScale para un mejor despliegue.⁵

I.1.2 Configuración modular

Como se puede ver en la Figura 5 cada módulo NuScale se encuentra por debajo del nivel cero en una piscina de agua. El agua tiene múltiples funciones, en primer lugar proporciona el enfriamiento de forma pasiva y elimina el calor residual. Es decir, la piscina proporciona un disipador de calor con una capacidad para absorber todo el calor de desintegración producido por un núcleo durante más de 30 días. En segundo lugar, proporciona un medio para amortiguar los eventos sísmicos. En tercer lugar, proporciona una barrera adicional para los productos de fisión y de protección contra la radiación fuera de la contención y, por último, la piscina inferior proporciona seguridad física. Cada unidad de potencia cuenta con su propio conjunto de turbina-generador.

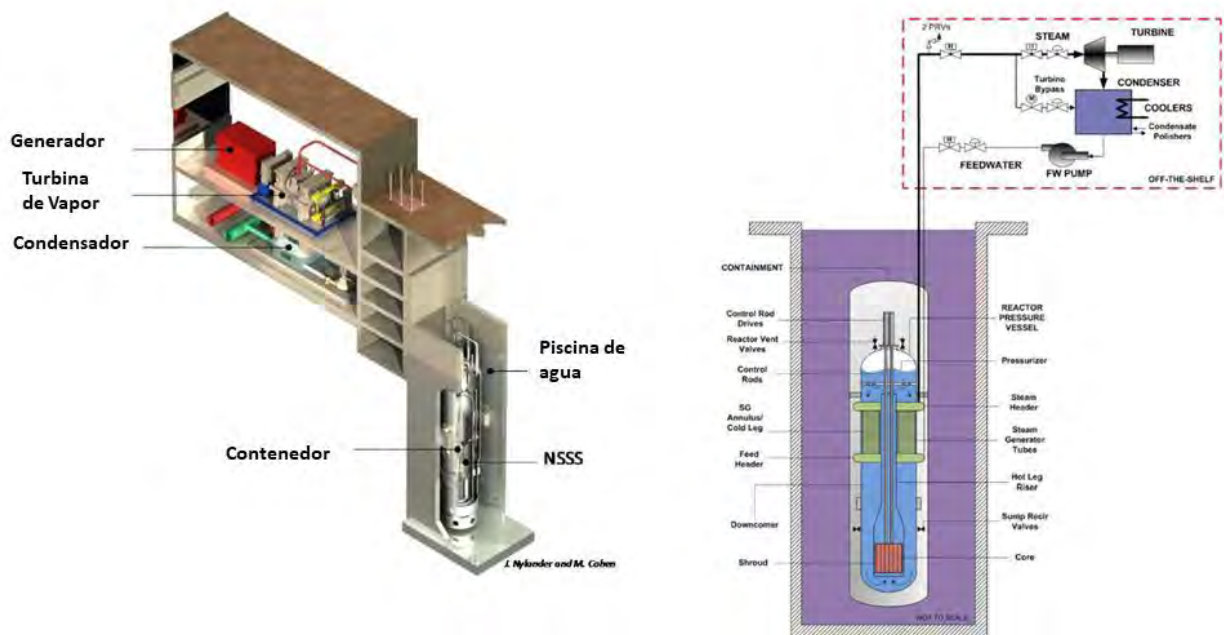


Figura 5 Descripción de un módulo NuScale.⁵

I.1.3 Distribución de planta

En la Figura 6 se muestra el diseño de un edificio de reactor que alberga los módulos, un edificio de turbina y un edificio de reabastecimiento separado. El edificio de cambio de combustible incluye la piscina de almacenamiento de combustible gastado. Cada módulo se

encuentra bajo un escudo biológico en una celda de tres lados que está abierta a una piscina común revestida de acero inoxidable.⁵

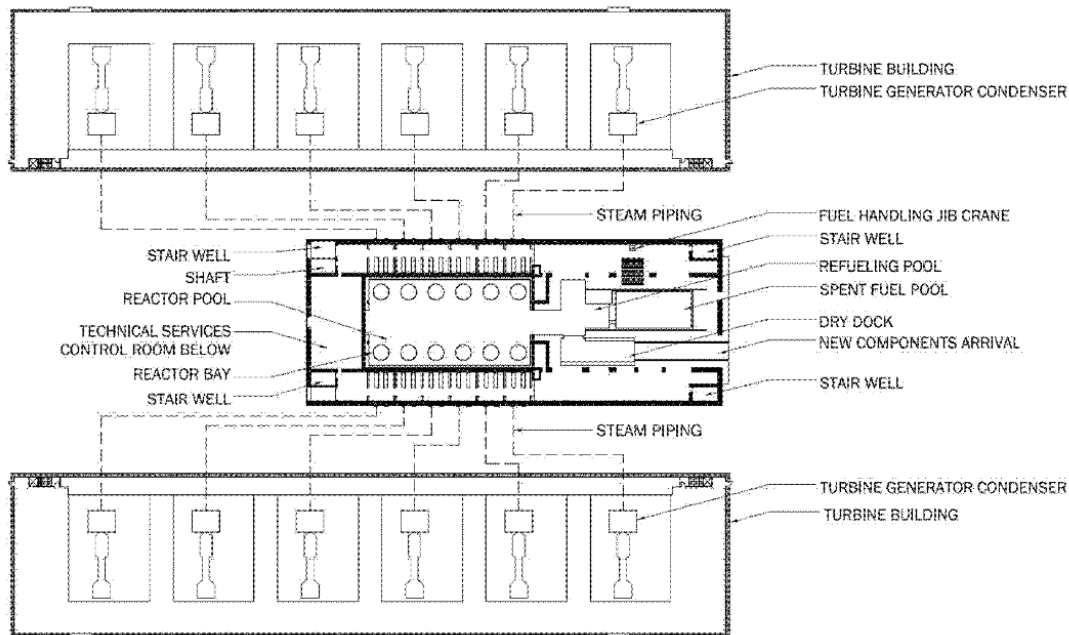


Figura 6. Ejemplo de una planta NuScale con 12 módulos (540MWe).⁵

I.1.4 Descripción de la seguridad

La planta NuScale incluye una serie de características de seguridad diseñadas para proporcionar refrigeración al núcleo a largo plazo y para todas las condiciones, así como para la mitigación de accidentes severos. La vasija de contención de alta presión incluye dos sistemas de remoción de calor por decaimiento pasivo y sistemas de remoción de calor de contención y mitigación de accidentes severos.

I.1.5 Contención de Alta Presión

El recipiente de contención tiene varias características que lo distinguen de otros diseños existentes. Durante el funcionamiento normal a plena potencia, se genera una atmósfera de vacío en la contención para proporcionar un vacío aislante que reduce significativamente la pérdida de calor de la vasija del reactor. Como resultado, el recipiente del reactor no requiere aislamiento superficial. Además, el vacío mejora las tasas de condensación de vapor durante

cualquier secuencia en la que las válvulas de seguridad ventilen en este espacio. Además, al eliminar el aire de la contención, evita la creación de una mezcla de hidrógeno combustible en el caso improbable de un accidente grave y elimina también la corrosión y los problemas de humedad dentro de la contención.

Debido a su diámetro relativamente pequeño, ha sido diseñado para una presión máxima de aproximadamente 5.5 MPa (800 psia). Como resultado, la presión de equilibrio entre el reactor y los recipientes de contención en el caso de una pequeña rotura LOCA se logra en unos pocos minutos y estará siempre por debajo de la presión de diseño de contención.

I.1.6 Sistemas Pasivos de seguridad

Cada módulo NuScale tiene su propio conjunto de sistemas de seguridad pasivos independientes. Como se muestra en la Figura 5 Descripción de un módulo NuScale, todo el NSSS, incluyendo su contención, está sumergido en una piscina de agua capaz de absorber todo el calor residual generado después de un apagado del reactor durante más de 30 días, seguido de enfriamiento por aire durante un tiempo ilimitado. El agua está contenida en una estructura de concreto revestida de acero inoxidable, la cual se encuentra por debajo del nivel del suelo.

Cada módulo NuScale incluye dos sistemas de seguridad pasivos redundantes para proporcionar vías para el calor residual hasta llegar a la piscina de contención: el Sistema de Eliminación de Calor de Decaimiento (DHRS) y el Sistema de Enfriamiento de Núcleo de Emergencia (ECCS). Estos sistemas no requieren energía externa para su accionamiento. El DHRS utiliza cualquiera de los dos lazos del generador de vapor, para transferir el calor generado dentro del núcleo a la piscina de contención.

El ECCS mostrado en la Figura 7 el sistema de eliminación de calor de contención (CHRS), proporciona un medio para eliminar el calor residual del núcleo en el caso de que los lazos del generador de vapor no estén disponibles. Éste funciona abriendo las válvulas de ventilación situadas en la cabeza del reactor. El vapor del sistema primario es ventilado de la vasija del reactor al contenedor donde se condensa en las superficies de contención. El condensado se acumula en la zona inferior (sumidero). Cuando el nivel de líquido en el colector de contención se eleva por encima de la parte superior de las válvulas de recirculación, las válvulas de

recirculación se abren para proporcionar un recorrido de circulación natural desde el sumidero a través del núcleo y fuera de las válvulas de ventilación del reactor.

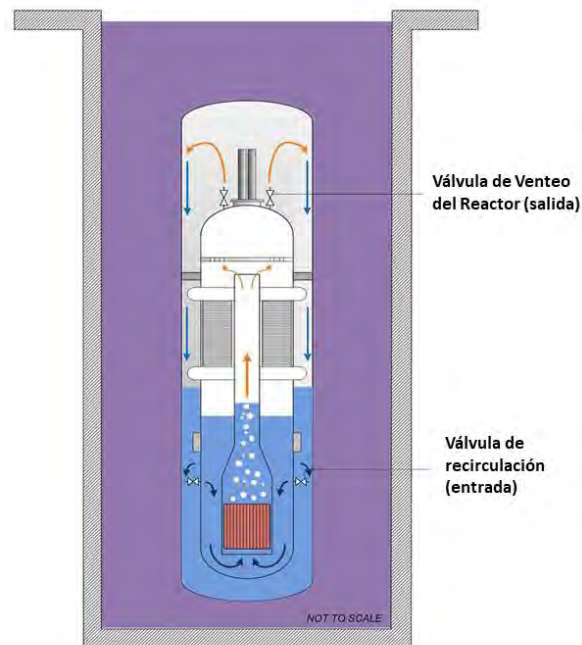


Figura 7. Descripción del sistema de eliminación de calor de contención (CHRS).⁵

La configuración integral elimina la pérdida de refrigerante en el tradicional accidente por pérdida de refrigerante (LOCA). Para el diseño basado en supuestos de pequeña ruptura, no hay escenario en el que el núcleo se exponga o quede descubierto, siempre estará bajo el agua. Por lo tanto, las vías de enfriamiento están siempre disponibles para eliminar el calor residual. Debido a la trayectoria de remoción de calor asegurada y la naturaleza a prueba de fallas de las válvulas ECCS, que se abren pasivamente ante la pérdida de potencia, el reactor puede enfriarse de manera segura durante un tiempo ilimitado sin energía, sin agua adicional y sin ninguna acción del operador.

I.1.7 Características de Diseño para Mitigación de Accidentes Graves

El diseño de la planta NuScale ofrece importantes características de mitigación de accidentes graves. Primero, cada módulo tiene un inventario de combustible pequeño y por lo tanto un término fuente reducido. El vacío de la contención elimina la necesidad de control de gas

combustible dentro de la contención (poco o nada de oxígeno). La contención de acero sumergida en una piscina revestida de acero inoxidable elimina el potencial de interacciones del refrigerante y el concreto fundido.

La capacidad de equilibrar de manera fiable la contención y la presión del reactor evita la posibilidad de una eyección de masa fundida "corium" a alta presión. Por último, la planta NuScale se basa en la defensa en profundidad al incluir barreras adicionales de productos de fisión. Al igual que con los diseños de agua ligera de gran tamaño convencionales, la pastilla de combustible, el revestimiento, la vasija del reactor y el contenedor impiden la liberación de los productos de fisión hacia la atmósfera exterior. El diseño NuScale proporciona barreras adicionales que reducen aún más el potencial de liberación en accidentes graves, como son: la piscina de refrigeración, la estructura de la piscina de contención revestida de acero inoxidable y finalmente el edificio del reactor. Los resultados de los estudios preliminares de evaluación probabilística de riesgos realizados por NuScale (Figura 8), muestran una frecuencia de daño al núcleo por eventos internos (CDF) de menos de 10^{-8} por reactor-año.

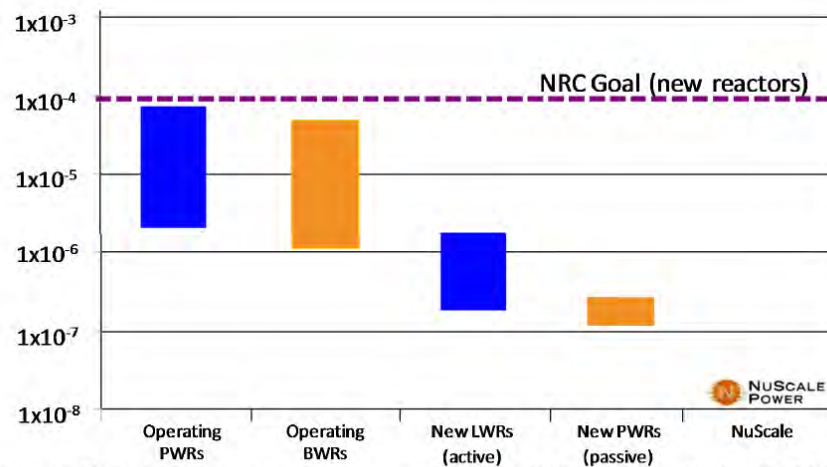


Figura 8. NuScale CDF para eventos internos en comparación con el NRC Goal descrito en NRC White Paper, Implementación de Métricas de Riesgo para Reactores Nuevos.⁵

La independencia de cada módulo, la simplicidad del diseño, las características de seguridad pasiva, el término fuente pequeño y las barreras para productos de fisión adicionales sugieren que la planta NuScale tendrá una Fracción Grande de Liberación (LRF, por sus siglas en inglés)

muy por debajo de las centrales nucleares existentes. Esta combinación de atributos ofrece ventajas significativas para la planificación y respuesta de emergencia.

I.1.8 Combustible gastado y manejo de desechos

La planta de 12 módulos utiliza un enfoque de recarga en línea, en el que cada módulo se reabastece de combustible una vez cada 2 años. El reabastecimiento de combustible se realiza de forma remota utilizando herramientas de izaje y bridas para el intercambio de elementos debajo del agua, estableciendo operaciones de reabastecimiento de forma escalonada en intervalos de aproximadamente 2 meses.⁶

La piscina multiusos de combustible gastado en el NuScale se ubica bajo tierra, la cual está diseñada de concreto y revestida de acero, con la capacidad de almacenar y enfriar todo el combustible descargado de los 12 módulos, almacenando el combustible nuclear gastado por unos diez 10 años. Después de 10 años de almacenamiento en la piscina, el combustible gastado iría para un almacenamiento intermedio refrigerado por aire, como en las centrales nucleares convencionales. El ciclo mantiene una tecnología bien conocida, evitando nuevos desafíos al ciclo del combustible nuclear.

I.1.9 Reemplazo del combustible en una planta NuScale

La configuración de esta planta ofrece ventajas económicas significativas, ya que elimina el riesgo de eje único, es decir, el cierre temporal de una sola unidad no requiere el cierre de toda la planta. También el diseño permite completar el reabastecimiento en un solo módulo mientras que los otros módulos continúan generando energía.

Este reabastecimiento escalonado de módulos individuales permite que un equipo pequeño y bien capacitado de personal permanente lleve a cabo las tareas de reabastecimiento y mantenimiento de manera continua para toda la planta, en lugar de emplear una fuerza laboral temporal. Las operaciones de reabastecimiento de combustible podrían llevarse a cabo durante todo el año, manteniendo los módulos restantes en línea. Además, los conjuntos de turbina y generador permiten la facilidad de mantenimiento y el reemplazo reduciendo los tiempos de parada de una sola unidad.

CAPITULO II

II.1 El código de Monte Carlo Serpent

Muchos problemas de transporte neutrónico no se pueden resolver por métodos analíticos, por lo que hay que hacer uso de métodos numéricos, tales como los basados en integración numérica o los basados en el método de Monte Carlo. En el método de Monte Carlo, la historia de los neutrones se reproduce en detalle en una computadora y en cada etapa de la vida de un neutrón, su comportamiento futuro se puede determinar con ayuda de varias funciones de distribución de probabilidad.⁷

Dado que el método de Monte Carlo se basa esencialmente en conceptos estadísticos, el resultado obtenido no es único, sino una estimación con un intervalo de confianza alrededor del “valor verdadero”. Por lo anterior, una de las desventajas del método es la magnitud del error obtenido asociado con el resultado. Con la finalidad de reducir el error a un nivel aceptable, se requiere seguir un gran número de historias de partículas desde su “nacimiento” hasta su “muerte”, lo que implica tiempos de cómputo muy grandes.⁷

La interacción de la radiación con la materia viene descrita por una ecuación de transporte, la cual no admite soluciones analíticas salvo en casos extremadamente simples de poco interés práctico. Son varios los métodos aproximados que se han usado para resolver el complejo problema del transporte de neutrones en un medio material absorbente y dispersor, entre estos métodos aproximados cabe destacar al de Monte Carlo. Este método es una técnica para obtener soluciones aproximadas de problemas físico-matemáticos mediante procedimientos de muestreo estadístico, basados en el empleo de números aleatorios y leyes de distribución.⁸

La importancia actual del método Monte Carlo se basa en la existencia de problemas que tienen difícil solución por métodos exclusivamente analíticos o numéricos, pero que dependen de factores aleatorios o se pueden asociar a un modelo probabilística artificial (resolución de integrales de muchas variables, minimización de funciones, etc.). Gracias al avance en el poder de cálculo de las computadoras, los cálculos de Monte Carlo, que en otro tiempo hubieran sido inconcebibles, hoy en día se presentan asequibles para la resolución de ciertos problemas.

La simplicidad y el potencial para producir resultados muy precisos se encuentran entre las características más atractivas del método de Monte Carlo. El proceso de transporte de neutrones se calcula aplicando las mejores estimaciones disponibles sobre las interacciones de los neutrones con la materia, accediendo a las librerías de datos nucleares sin modificaciones importantes.

La razón por la cual el método es tan adecuado para los problemas de física del reactor es la linealidad del proceso de transporte: los neutrones, que actúan como portadores de la reacción en cadena de fisión, interactúan sólo con el medio circundante y no entre sí. La linealidad del problema también lo hace muy adecuado para el cálculo en paralelo, lo que aumenta la eficiencia del cálculo de manera significativa.⁹

La idea de desarrollar un nuevo código de transporte de neutrones Monte Carlo partió del hecho de que los códigos de propósito general disponibles no eran particularmente adecuados para las aplicaciones físicas con reticulados, especialmente en la generación de constante de grupo. El código Serpent se caracteriza como un código Monte Carlo de cálculo de quemado en la física de reactores de energía continua.¹⁰

Los cálculos de criticidad son empleados para estimar el valor del factor efectivo de multiplicación de neutrones (K_{eff}). En estos cálculos, un grupo de historias de neutrones se refiere a un ciclo de K_{eff} (en teoría de reactores se define como una generación de neutrones), donde el factor de multiplicación está dado por la razón del número de neutrones generados en los eventos de fisión que se presentan en el ciclo, entre el número de neutrones cuyas historias son evaluadas en este ciclo (es decir, el número de neutrones al inicio de la generación).⁷

El valor esperado del factor de multiplicación se estima promediando sobre los eventos en el ciclo de K_{eff} , de igual forma también se puede obtener el valor esperado de la probabilidad de fuga o la fracción de eventos que llevan a captura. El error relativo en la estimación de K_{eff} usualmente disminuye conforme el número de ciclos de K_{eff} aumenta, por lo que se necesita un gran número de ciclos para obtener una buena estimación.⁷

El seguimiento de partículas en Serpent se basa en la combinación del rastreo de trayectorias y un muestreo de rechazo si la partícula o la trayectoria van más allá de una superficie limitadora, este método es conocido como *delta-tracking*. La ventaja de usar *delta-tracking* en los cálculos del reactor radica en que como promedio el camino libre de los neutrones es generalmente largo en comparación con las dimensiones espaciales de la geometría, y el hecho de que los neutrones se pueden mover directamente a su próximo sitio de colisión (más probable) sin ser detenido, puede conducir a una aceleración considerable en la simulación de transporte.¹⁰

II.2 Cálculo de Quemado en Serpent

El cálculo de quemado en Serpent se basa en subrutinas internas independientes, sin ningún tipo de acoplamiento a solucionadores de quemado externos, como sucede en muchos códigos de Monte Carlo. Serpent tiene dos métodos de solución: el TTA y el CRAM. En el método TTA, las trayectorias de decaimiento y transmutación se forman automáticamente, y los nucleídos se seleccionan para el cálculo sin la intervención adicional del usuario. Los datos de desintegración radiactiva y de rendimientos de la fisión dependiente de energía son leídas a partir de las bibliotecas de datos de formato ENDF.¹⁰

Las secciones transversales para un grupo de energía requeridas para formar las ecuaciones de quemado de Bateman se calculan durante la simulación de transporte, o después de completar la simulación mediante el colapso de las secciones transversales en energías continuas con los espectros de flujo de cada material combustible. Este método de colapso del espectro se ha utilizado también en otros códigos de cálculo de quemado de Monte Carlo y en Serpent se implementa con un tratamiento separado en la región de resonancias no resueltas.¹⁰

En el método CRAM, las ecuaciones de quemado de Bateman se resuelven utilizando el método de matriz exponencial, que tiene la capacidad de manejar el sistema completo de nucleídos sin aproximaciones para isótopos de vida corta. El método ha demostrado ser preciso y eficiente, y muy adecuado para los problemas de cálculo de quemado que contienen una gran cantidad de nucleídos y zonas de quemado, por lo que es usado por defecto en el código Serpent.

El número total de concentraciones de nucleídos rastreados en un cálculo típico de quemado varía de 1200 a 1600, incluidos de 250 a 300 actínidos y productos de fisión con secciones eficaces transversales. El resultado incluye para cada zona de quemado, las concentraciones de nucleídos totales, las masas, las actividades, el calor de decaimiento, la toxicidad por inhalación e ingestión y las tasas de fisión espontánea. Los nucleídos seleccionados para el resultado son solicitados por el usuario.

II.3 Aplicaciones del Código Serpent

El código Serpent fue desarrollado en el *VTT Technical Research Centre of Finland* y está especializado en cálculos para geometrías bidimensionales que se encuentran típicamente en la física de reactores (*lattices*), como barras y elementos de combustible. Sin embargo, la descripción geométrica que implementa, basada en universos, permite modelar geometrías tridimensionales complejas. Se trata de un código reciente que inició su desarrollo en 2004 y es accesible públicamente en la *Nuclear Energy Agency (NEA)* a través del *OECD / NEA Data Bank* desde mayo de 2009. Las aplicaciones típicas de Serpent son:¹⁰

- Generación de constantes de grupo homogeneizadas para cálculos con simuladores de reactores deterministas.
- Estudios de ciclo de combustible que involucra cálculos detallados de quemado a nivel de elemento de combustible.
- Validación de códigos de transporte deterministas.
- Física de reactores de núcleo completo y cálculos de quemado para reactores de investigación.
- Propósitos educacionales y demostración de fenómenos de física de reactores.

II.4 Características Fundamentales del Código Serpent

Como código de Monte Carlo, Serpent no resuelve la ecuación del transporte de neutrones sino que simula el camino recorrido y las interacciones de un gran número de éstos, tratando con complejas variaciones en espacio y energía. Recoge individualmente los resultados como si de un experimento físico real se tratase. Algunas de sus características fundamentales son:

- Características geométricas específicas para el diseño del combustible. Estas características incluyen definiciones simplificadas de pines de combustible, partículas esféricas de combustible, reticulados cuadrados y hexagonales para reactores de agua ligera (LWR) y matrices circulares para reactores CANDU. También se incluyen subrutinas para modelar partículas de combustible de reactores de alta temperatura (HTR) y de lecho de esferas.
- Transporte de neutrones basado en el método convencional *ray-tracking* en combinación con el método *Woodcock delta-tracking*. Esta metodología permite reducir considerablemente el tiempo de cálculo en comparación con otros códigos.
- Tratamiento continuo de la energía de los neutrones. SERPENT lee secciones eficaces de energía continua en formato ACE (ascii) basadas en la cinemática de colisión clásica y en las leyes de reacción ENDF (*Evaluated Nuclear Data File*). Esto permite usar las mismas librerías que emplean códigos similares como el MNCP y MCNPX.
- Formato de malla de energía modificado. Tras leer las secciones eficaces de las librerías de energía continua se reconstruye una malla única de energía para todos los tipos de reacción y material. Ésta será usada durante todo el cálculo en lugar de reconstruir la malla para cada material cada vez que un neutrón se encuentra en una región de dicho material. Esta técnica reduce considerablemente el tiempo de computación pero hace un uso más intensivo de la memoria física del hardware.
- Rutina de ensanchamiento Doppler. Ésta permite convertir las secciones eficaces leídas en formato ACE a una temperatura mayor definida por el usuario permitiendo una mejor descripción de las interacciones físicas.

- Cálculos de quemado de combustible resolviendo las ecuaciones de Bateman por dos métodos diferentes. El primero se basa en la solución analítica de las cadenas de desintegración linealizadas, llamado análisis de trayectoria de transmutación (TTA). El segundo es el método de aproximación racional Chebyshev (CRAM), una solución avanzada de matrices exponenciales desarrollada en el propio VTT.
- Posibilidad de paralelizar los cálculos empleando varias CPU. El protocolo que emplea SERPENT es el estándar MPI (*Message Passing Interface*).
- Output escrito en formato .m (interpretable por MATLAB u OCTAVE).

II.5 Combustible de 10Zr-U y U_3Si_2

A raíz del accidente de Fukushima Daiichi, se inició una revisión del comportamiento del combustible de los reactores de agua ligera. El combustible con encamisado de aleación de zirconio ha funcionado con éxito con altos niveles de quemado, y es el resultado de 40 años de desarrollo y mejora continua. Sin embargo, en condiciones de accidente severo, la interacción de zirconio y vapor a alta temperatura puede ser una fuente importante de daño a la central nuclear. Con este antecedente, actualmente se están estudiando nuevos combustibles y sus revestimientos, que se les denomina “combustible tolerante a accidentes (*accident tolerant fuel*)”. Las opciones van desde hacer el revestimiento más resistente a la oxidación de vapor a alta temperatura hasta diseños de combustible completamente nuevos con revestimiento cerámico y diferentes materiales de combustible. Entre estos conceptos, se encuentran los combustibles de 10Zr-U y U_3Si_2 , que se estudiaron en esta tesis.

Los materiales cerámicos se caracterizan por su alta resistencia a la temperatura, buena conductividad térmica y alta resistencia a la fluencia. U_3Si_2 es de particular interés debido a su conductividad térmica considerablemente más alta en comparación con el combustible de UO_2 , lo que implica temperaturas de operación del combustible más bajas y menores gradientes térmicos dentro del combustible, y como resultado menos agrietamiento de los gránulos de combustible y baja liberación de los gases de fisión comparado con el UO_2 . Además, el

combustible U_3Si_2 tiene una mayor densidad de uranio, resultando en ahorro de combustible, ya que se requiere menos enriquecimiento para lograr el mismo quemado de descarga.

El U_3Si_2 en combinación con un revestimiento avanzado tiene una serie de propiedades termofísicas ventajosas, que motiva su uso como combustible tolerante a accidentes como son: alta densidad, alta conductividad térmica y una alta temperatura de fusión (1665 °C). Estas propiedades facilitan su uso como combustible tolerante a accidentes.¹⁵

Por otro lado, los combustibles nucleares metálicos tienen propiedades termofísicas que los hacen atractivos para su uso en la industria nuclear. Estas propiedades, comparadas con los combustibles de óxido de uranio, se manifiestan en una mayor densidad en el combustible metálico, una temperatura de fusión más baja y una mayor conductividad térmica. Los combustibles metálicos han demostrado un rendimiento aceptable y confiabilidad en quemados de hasta 10%.

Una de las características del uso de combustible nuclear metálico es la obtención de un espectro de neutrones más duro, debido a la falta de moderación de la matriz de circonio. Este combustible cuenta con la ventaja de tener un proceso de fabricación simplificado, involucrando procesos de fundición y evitando el problema del riesgo de polvo radiotóxico.¹⁶

Se espera que las características de diseño de la tecnología de combustible metálico mejoren las características de seguridad durante el funcionamiento normal y en ciertos eventos fuera de lo normal, ya que estos combustibles:¹⁷

- Reducen la cantidad de calor que se debe disipar en el refrigerante al apagar el reactor y acorta el tiempo requerido para hacerlo.
- Aunque el combustible metálico tiene una temperatura de fusión más baja que los combustibles de óxido, su baja temperatura de funcionamiento y su alta conductividad térmica evitan que el combustible se acerque a temperaturas peligrosas durante los escenarios de accidente.
- Tienen una mayor conductividad térmica frente al óxido, mejorando la velocidad a la cual el calor del combustible se puede disipar en el refrigerante.

- Presentan una integridad mejorada del revestimiento debido a la unión metalúrgica del combustible al revestimiento, ayudando a retener el material radiactivo dentro de la barra de combustible en caso de falla del revestimiento.

CAPITULO III

III.1 Modelo NuScale en Serpent

El NuScale Power Module es un sistema autónomo de suministro de vapor nuclear compuesto por un núcleo de reactor, un presurizador y dos generadores de vapor integrados dentro del recipiente a presión del reactor y ubicado en un recipiente de contención de acero compacto.

La configuración del núcleo consiste en 37 ensambles de combustible y 16 barras de control. El diseño del ensamble de combustible NuScale es un diseño 17x17 con aproximadamente la mitad de la longitud del combustible de la planta nuclear PWR típica. El combustible por diseño es dióxido de uranio (UO_2) y mezclado homogéneamente en ubicaciones seleccionadas con óxido de gadolinio (Gd_2O_3) como absorbente.

Un revestimiento de barra de combustible M5 sin costura encapsula gránulos de cerámica UO_2 que tienen forma cilíndrica con un plato esférico y chaflán en cada extremo. Los efectos de la irradiación en la integridad mecánica del revestimiento se han tenido en cuenta utilizando el modelo COPERNIC, aprobado para realizar los análisis mecánicos y térmicos, y los resultados han demostrado ser aceptables para un límite de quemado de 62 GWd/TMU.¹¹

Cada barra de combustible tiene un sistema de resorte interno que restringe axialmente la posición de la pila de combustible dentro de la barra. La tapa del extremo superior tiene una forma de sombrero de copa que se puede sujetar y que permite retirar las barras de combustible del conjunto de combustible si es necesario. Las barras de combustible están presurizadas con helio.

La configuración de los pines de combustibles y de las barras de control está representada en la Figura 9 y en la Figura 10. En la Tabla III se resumen las dimensiones de los pines empleadas en la construcción del modelo en Serpent.

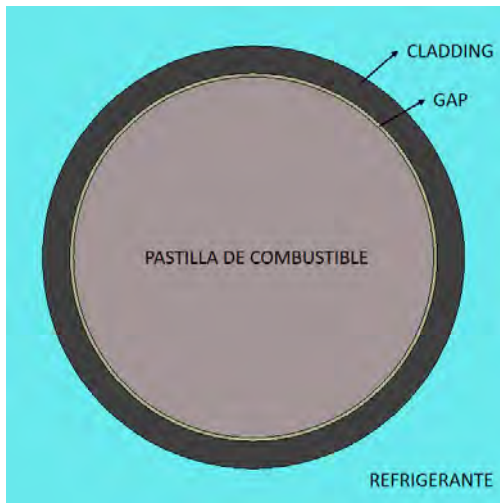


Figura 9. Pin de Combustible.

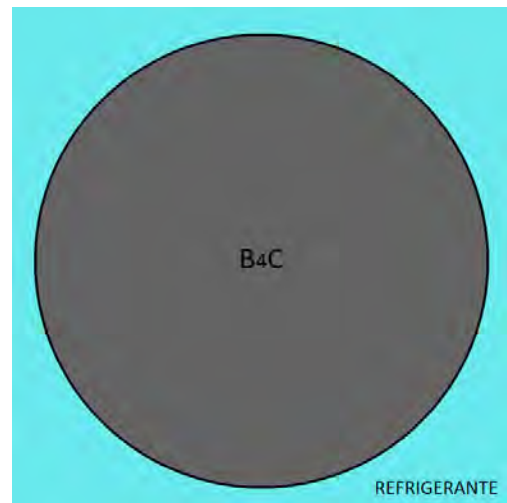
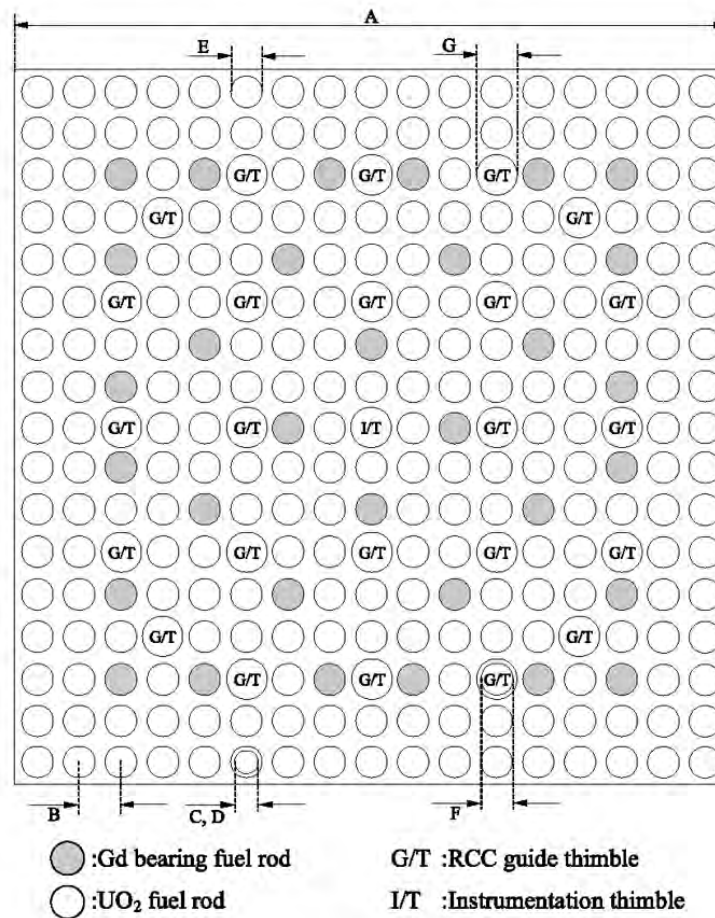


Figura 10. Pin de la Barra de Control.

Tabla III. Parámetros del conjunto de pines de combustible y control del reactor NuScale.¹¹

Parámetro	Valor
Espesor del cladding (cm)	0.06096
Espesor diametral del Gap (cm)	0.01651
Diámetro de la pastilla de combustible (cm)	0.81140
B ₄ C diámetro exterior (cm)	0.84582
Diámetro exterior de barra de control (cm)	0.96774

El NuScale usa un ensamble de combustible de 17x17 con la misma configuración geométrica que los PWR, de los 289 pines en el ensamble 264 son de combustible de uranio y de éstos 32 están mezclado con gadolinio, 24 son tubos guías para las barras de control y el pin central es utilizado para instrumentación y control. En la Figura 12 se muestra un ensamble de combustible modelado en Serpent con la configuración de pines y dimensiones descritas en la Figura 11.



	Descripción	Valor (cm)
A	Paso de ensamble	21.50364
B	Paso de barra de combustible	1.25984
C	Diámetro exterior del pellet	0.81140
D	Diámetro interior cladding	0.82804
E	Diámetro exterior cladding	0.94996
F	I/T, G/T diámetro interior	1.14300
G	I/T, G/T diámetro exterior	1.22428

Figura 11. Configuración geométrica del ensamblaje combustible NuScale con combustible de UO₂.^{11, 12}

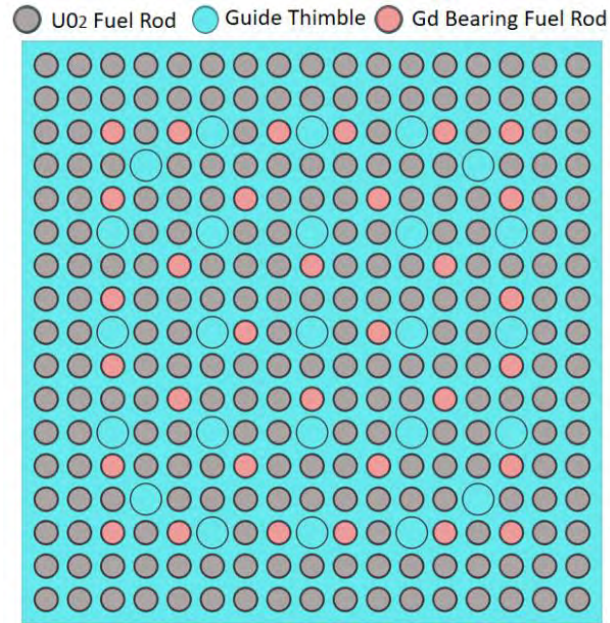


Figura 12. Configuración geométrica del ensamblaje combustible NuScale modelado en Serpent.¹²

Las matrices de los ensamblajes de combustibles no son suficientes para armar el modelo del reactor en Serpent, es necesario formar las celdas de combustible. En total se definieron 9 celdas de combustible, distribuidas en una para cada tipo de combustible, una para el refrigerante y otra para el reflector de acero inoxidable. En la Tabla IV se muestra cómo se definió cada celda a partir de una superficie cuadrada de 10.7 cm de lado.

Tabla IV. Definición de las celdas de combustible, de refrigerante y reflector en el modelo NuScale.

Celda	Descripción
<i>cell 1110 C01 fill 110 -1000</i> <i>cell 1115 C01 cool 1000</i>	Celda con combustible tipo C01
<i>cell 1220 C02 fill 220 -1000</i> <i>cell 1225 C02 cool 1000</i>	Celda con combustible tipo C02
<i>cell 1330 C03 fill 330 -1000</i> <i>cell 1335 C03 cool 1000</i>	Celda con combustible tipo C03
<i>cell 2111 B01 fill 111 -1000</i> <i>cell 2115 B01 cool 1000</i>	Celda con combustible tipo B01

<i>cell 2221 B02 fill 221 -1000</i>	Celda con combustible tipo B02
<i>cell 2225 B02 cool 1000</i>	
<i>cell 3112 A01 fill 112 -1000</i>	Celda con combustible tipo A01
<i>cell 3115 A01 cool 1000</i>	
<i>cell 3222 A02 fill 222 -1000</i>	Celda con combustible tipo A02
<i>cell 3225 A02 cool 1000</i>	
<i>cell 4000 WAT cool -1000</i>	Celda de agua como refrigerante
<i>cell 4005 WAT cool 1000</i>	
<i>cell 5000 STL steel -1000</i>	Celda de acero como reflector
<i>cell 5005 STL steel 1000</i>	
<i>surf 1000 sqc 0.0 0.0 10.7</i>	Superficie que encierra la matriz de combustible

Con las celdas de combustibles ya definidas, el siguiente paso fue armar la *lattice* del núcleo del reactor. La *lattice* fue estructurada a partir de las celdas de combustibles definidas anteriormente y en la estructura de una matriz cuadrada de 9 x 9 con un ancho de celda de 21.50364 cm. En la Figura 13 podemos ver la estructura de la *lattice* del núcleo completo.

```
lat 400 1 0.0 0.0 9 9 21.50364
STL STL STL STL STL STL STL STL STL
STL STL STL C01 B02 C01 STL STL STL
STL STL C02 B01 A01 B01 C02 STL STL
STL C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01 STL
STL B02 A01 A01 C03 A01 A01 B02 STL
STL C01 B01 A02 A01 A02 B01 C01 STL
STL STL C02 B01 A01 B01 C02 STL STL
STL STL STL C01 B02 C01 STL STL STL
STL STL STL STL STL STL STL STL STL
```

Figura 13. *Lattice* del Núcleo completo para el modelo NuScale.

Para obtener el modelo de núcleo completo se definieron tres cilindros, los cuales le dan al modelo la estructura tridimensional. El primer cilindro con un radio de 90 cm y 200 cm de altura envuelve a los ensambles combustibles y define la estructura cilíndrica del núcleo. El segundo

cilindro con 96.75 cm de radio y 200 cm de altura delimita el alcance radial del reflector de acero y le da forma cilíndrica a éste también. El tercer cilindro de 98 cm de radio y 220 cm de alto delimita el contorno del modelo y define al refrigerante que rodea al núcleo y actúa como reflector axial. En la Figura 14 y en la Figura 15 muestra una vista radial y axial del núcleo, en las que se pueden apreciar las diferentes zonas que lo componen, delimitadas por los cilindros definidos anteriormente.

El reflector de neutrones de acero inoxidable que rodea al núcleo mejora la utilización del combustible nuclear, evitando el escape radial de neutrones y dirigiendo el flujo al interior del núcleo, proporcionando también una envoltura central y soporte estructural.

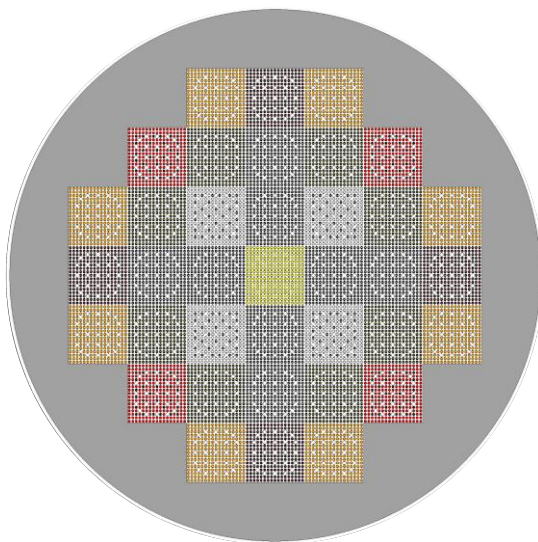


Figura 14. Modelo NuScale en Serpent (Vista Radial).

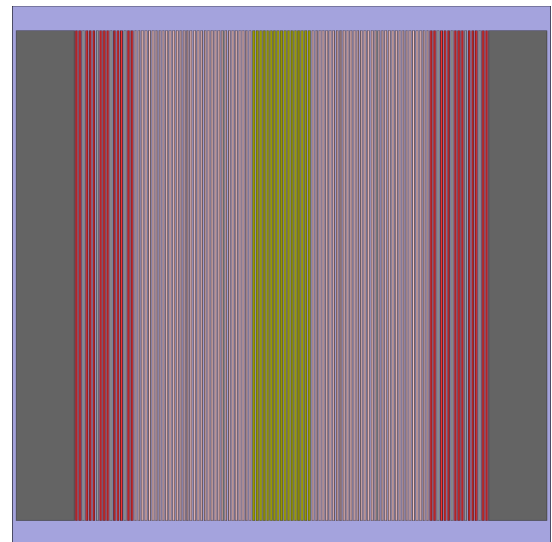


Figura 15. Modelo NuScale en Serpent (Vista Axial).

III.2 Combustible Nuclear

El reactor NuScale por diseño se carga con un combustible cerámico de dióxido de uranio (UO_2) el cual garantiza una reactividad para obtener ciclos de quemado de 24 meses, alcanzando un quemado de 12 GWd/TMU. En el modelo desarrollado en Serpent, usando este combustible

se alcanzan estas condiciones aplicando los grados de enriquecimientos y las configuraciones de los ensambles combustibles consultadas en la bibliografía.

Para evaluar el uso de diferentes combustibles en el modelo de este reactor, fue necesario definir el porcentaje de enriquecimiento de los mismos, para garantizar las condiciones equivalentes al ciclo de UO_2 . Los porcentajes de enriquecimiento para el combustible metálico de $10Zr-U$ y el cerámico de U_3Si_2 , así como los del combustible de UO_2 usados en cada tipo de elemento en el modelo del reactor y las propiedades físicas como la densidad, el punto de fusión y la conductividad térmica de éstos, se resumen en la Tabla V.

Tabla V. Propiedades de los Combustibles.^{13, 15}

	Densidad g/cm^3	Punto de Fusión $^{\circ}C$	Conductividad Térmica $Wm^{-1}K^{-1}$	Enriquecimiento o wt% ^{235}U
UO_2	10	2750	~4	Tipo 1- 4.05
				Tipo 2- 4.55
				Tipo 3- 2.60
U_3Si_2	11.56	1665	15	Tipo 1- 3.49
				Tipo 2- 4.10
				Tipo 3- 2.10
$10Zr-U$	16	1160	34	Tipo 1- 3.83
				Tipo 2- 3.92
				Tipo 3- 2.39

Este reactor utiliza tres tipos de combustibles según su composición y enriquecimiento: el tipo 1 es de enriquecimiento medio, el tipo 2 es el de mayor enriquecimiento y contiene gadolinio (Gd_2O_3) como absorbente quemable para controlar el exceso de reactividad al comienzo del ciclo. El combustible tipo 3 es el que tiene el enriquecimiento más bajo de 2.10 a 2.60 % wt $^{235}U/U$ en los combustibles estudiados y está ubicado en el centro del reactor.

III.3 Ciclo de Equilibrio

En este reactor, el período de operación es de 24 meses y el quemado del combustible alcanza los 12 GWd/TMU. En la recarga, el combustible se reorganiza utilizando la estrategia de localizar el combustible fresco en la periferia, los elementos con un ciclo de quemado hacia la

zona media y los combustibles con dos ciclos de quemados se reubican en el centro del reactor, quedando una configuración del núcleo representada por la Figura 16.

El ciclo de equilibrio fue calculado utilizando la información de las secciones eficaces disponibles en la biblioteca JEFF 3.1. También se definió una población de 10,000 neutrones en el modelo y 150 ciclos activos y 30 ciclos inactivos para obtener la estadística necesaria para el cálculo de los parámetros del reactor.

La composición atómica para cada tipo de ensambles de combustible de UO_2 , 10Zr-U y U_3Si_2 , así como la densidad, la concentración de gadolinio y el porcentaje de enriquecimiento (% wt $^{235}\text{U}/\text{U}$) definidos en cada simulación para el estudio de estos combustibles se resumen en la Tabla VI.

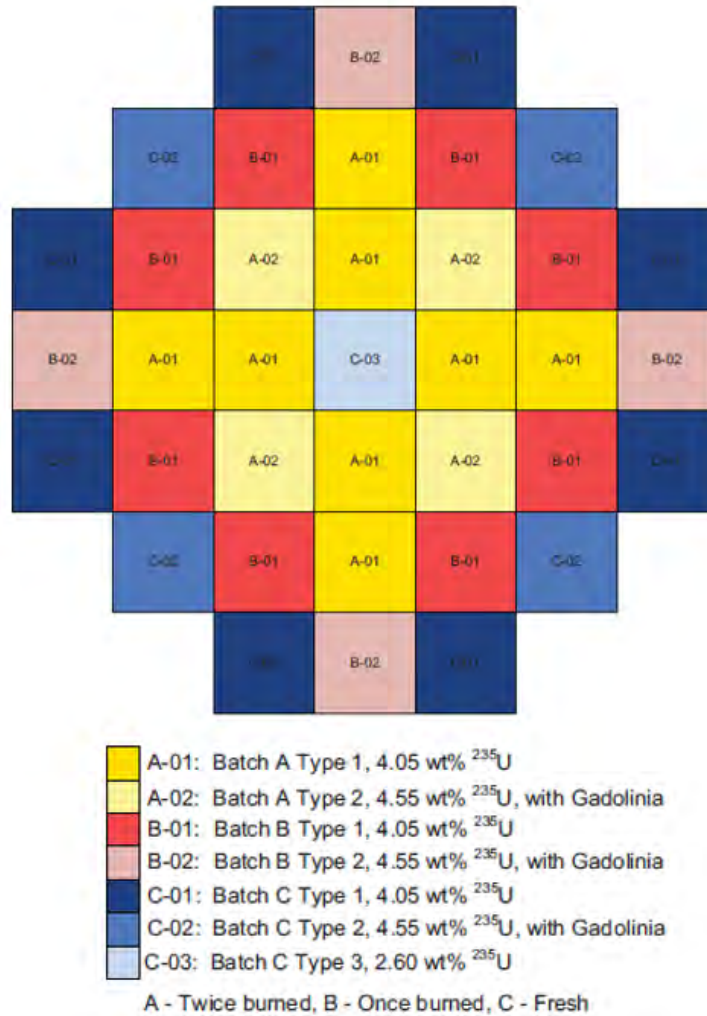


Figura 16. Configuración de Recarga para el Ciclo de Equilibrio de Referencia.¹¹

Tabla VI. Composición Atómica y Propiedades Físicas de los Ensamblados de Combustible.

Ensamble de Combustible UO_2			
	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3
Densidad UO_2 (g/cc)	10.5	10.0	10.5
Enriquecimiento ^{235}U (wt% $^{235}\text{U}/\text{U}$)	4.05	4.55	2.6
Concentración Gd_2O_3 (wt%)		10	
Densidad atómica (#/barn-cm)			
^{235}U	9.6040E-04	9.2482E-04	6.1656E-04
^{238}U	2.2465E-02	1.9156E-02	2.2805E-02

^{16}O	4.6852E-02	4.9818E-02	4.6844E-02
Ensamble de Combustible U_3Si_2			
	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3
Densidad U_3Si_2 (g/cc)	11.56	11.27	11.56
Enriquecimiento ^{235}U (wt% $^{235}\text{U}/\text{U}$)	3.49	4.10	2.10
Concentración Gd_2O_3 (wt%)		10	
Densidad atómica (#/barn-cm)			
^{235}U	1.0087E-03	1.0324E-03	6.5389E-04
^{238}U	2.6011E-02	2.2652E-02	2.6405E-02
Si	1.8082E-02	1.5830E-02	1.8079E-02
Ensamble de Combustible 10Zr-U			
	Tipo 1	Tipo 2	Tipo 3
Densidad 10Zr-U (g/cc)	16	15.35	16
Enriquecimiento ^{235}U (wt% $^{235}\text{U}/\text{U}$)	3.83	3.92	2.39
Concentración Gd_2O_3 (wt%)		10	
Densidad atómica (#/barn-cm)			
^{235}U	1.1485E-03	1.1385E-03	7.7819E-04
^{238}U	3.5397E-02	3.1119E-02	3.5766E-02
Zr (wt%)	10	10	10

III.4 Combustible de Uno y Dos Ciclos de Quemado

Como podemos ver en la Figura 16, en el ciclo de equilibrio este reactor utiliza combustibles frescos, de un ciclo de quemado y de dos ciclos de quemado. La composición atómica de los combustibles de uno y dos ciclos de quemado no está disponible, por lo que para generar el modelo del ciclo de equilibrio se hizo necesario calcular la composición atómica de este combustible quemado.

El cálculo del combustible quemado se hizo en dos etapas. La primera etapa consistió en definir un ensamble combustible fresco con las composiciones atómicas de este tipo de combustible y calcularle un quemado de 12 GWd/TMU y de 24 GWd/TMU. En este cálculo se obtiene una aproximación de la composición isoatómica del combustible con uno y dos ciclos de

quemado. Esta aproximación en la composición atómica de un combustible de uno y dos ciclos de quemado se tomó como la composición atómica de los combustibles quemados en el modelo del núcleo del reactor, realizando el cálculo en un medio infinito.

La segunda etapa consiste en mejorar esta aproximación haciendo actualizaciones de la composición atómica de los combustibles quemados, al generar información de la nueva composición atómica de cada combustible con la información de quemado obtenida del modelo de núcleo completo. Este proceso se repitió varias veces con el objetivo de obtener una mejor aproximación en la composición del combustible quemado en este reactor. En la Figura 17 se resumen los resultados obtenidos para los ensambles B-01 y A-01, obtenidos a partir del C-01 en el núcleo con combustible de UO_2 .

Combustible Fresco	Combustible de un Ciclo de Quemado	Combustible de dos Ciclos de Quemado
<pre>% --- 4.05wt%: C-01 mat UO2_405 -10.500 92235.09c 9.6040E-04 92238.09c 2.2465E-02 8016.09c 4.6852E-02</pre>	<pre>% --- 4.05wt% Q1 B-01: mat UO2_405Q1 -10.500 92234.09c 2.21E-08 92235.09c 6.70E-04 92236.09c 5.30E-05 92237.09c 3.67E-08 92238.09c 2.23E-02 92239.09c 3.53E-09 93236.09c 4.57E-12 93237.09c 2.22E-06 93238.09c 1.64E-09 93239.09c 5.10E-07 94236.09c 1.78E-15 94238.09c 2.15E-07 94239.09c 9.03E-05 ... 64155.09c 1.43E-09 64156.09c 2.45E-07 64157.09c 1.46E-09 64160.09c 7.05E-09 8016.09c 4.6852E-02</pre>	<pre>% --- 4.55wt% Q2 A-02: mat UO2_455Q2 -10.500 : 92234.09c 5.88E-08 92235.09c 5.26E-04 92236.09c 1.02E-04 92237.09c 6.70E-08 92238.09c 2.22E-02 92239.09c 4.03E-09 93236.09c 2.54E-11 93237.09c 7.28E-06 93238.09c 6.00E-09 93239.09c 5.82E-07 94236.09c 2.85E-14 94238.09c 1.62E-06 94239.09c 1.31E-04 ... 64155.09c 4.04E-09 64156.09c 1.05E-06 64157.09c 2.51E-09 64160.09c 2.84E-08 8016.09c 4.6854E-02</pre>

Figura 17. Esquema de Cálculo de los Combustibles de uno y dos Ciclos de Quemado.

III.5 Control de Reactividad por Boro

El NuScale ajusta la concentración de boro (ácido bórico) para compensar los cambios de reactividad debido al quemado del combustible en el núcleo o los cambios introducidos por los productos de fisión y el agotamiento del veneno quemable. La concentración más alta se alcanza a comienzo del ciclo de equilibrio, para compensar el exceso de reactividad con que se diseña el

reactor para alcanzar los 24 meses de operación. La concentración inicial de boro en el ciclo de equilibrio es de 1235 ppm.

El modelo desarrollado en Serpent para calcular el ciclo de equilibrio ajustando la concentración de boro, divide el ciclo de quemado en varios pasos. Esto se hace aprovechando una herramienta del código Serpent que permite hacer un nuevo cálculo, a partir de la información de quemado del paso anterior y modificando parámetros del reactor como la concentración de boro en el refrigerante.

Esta herramienta está basada en la definición de dos tarjetas de entrada en el código Serpent: "*set rfw*" y "*set rfr*". Con la primera tarjeta generamos un archivo binario con la composición de los materiales en el paso de quemado definido. La segunda tarjeta permite leer la composición material para un paso de quemado requerido utilizando el archivo generado con la primera tarjeta.

En la Figura 18 y en la Figura 19 se muestra la variación de la K_{eff} durante el ciclo de quemado en un núcleo sin boro disuelto y controlando la concentración de éste, así como la variación de la concentración de boro en ppm a lo largo del ciclo para el reactor de UO_2 como combustible.

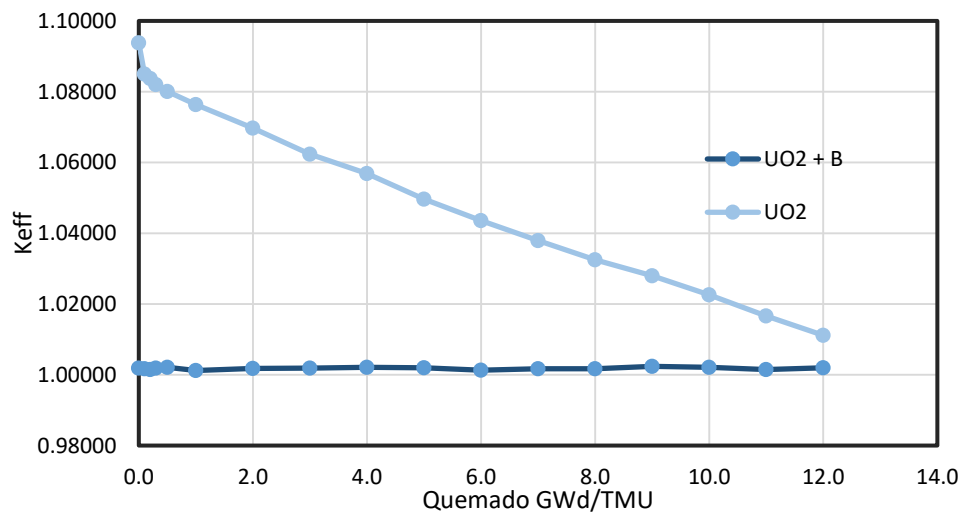


Figura 18. Efecto de la concentración de boro en la K_{eff} del reactor en el ciclo de quemado.

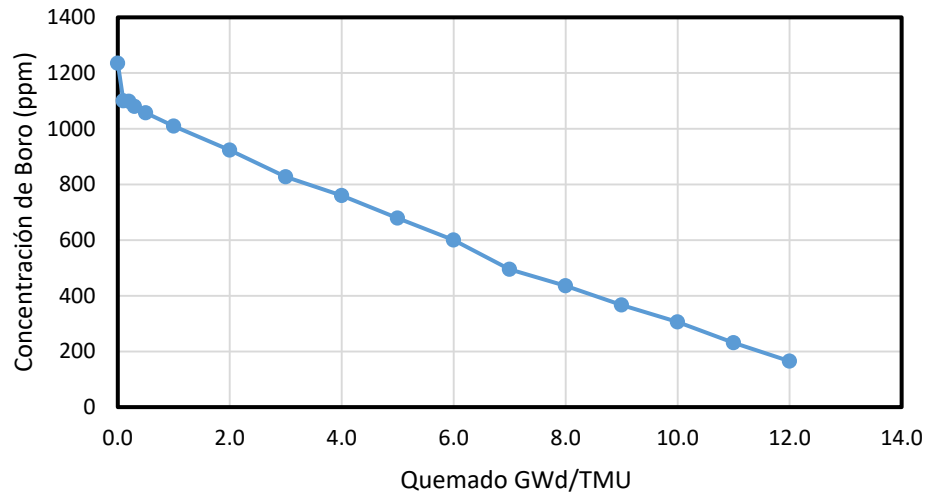


Figura 19. Variación de la concentración de Boro en el ciclo de quemado.

CAPITULO IV

En este capítulo se presentan los resultados obtenidos de la comparación entre el uso del combustible de óxido de uranio (UO_2), el combustible metálico formado por uranio y circonio (10Zr-U) y el combustible de uranio y silicio (U_3Si_2).

IV.1 Factor Efectivo de Multiplicación de Neutrones.

En esta sección se presentan los resultados obtenidos para el factor efectivo de multiplicación de neutrones (K_{eff}). En el gráfico de la Figura 20 se puede observar la curva de K_{eff} en función del quemado del combustible para el modelo del reactor estudiado.

Las características de los combustibles de 10Zr-U y U_3Si_2 se definieron de tal forma que la reactividad del núcleo de éstos coincidiera con la reactividad inicial obtenida para el modelo de reactor con combustible UO_2 , y como se puede apreciar, los tres combustibles alcanzan los 12 GWd/TMU de quemado con una reactividad suficiente para la operación del reactor. Se observa un comportamiento bastante similar en los combustibles de 10Zr-U y U_3Si_2 con una K_{eff} ligeramente superior a la del reactor de UO_2 hasta los 10 GWd/TMU del ciclo de quemado para el combustible 10Zr-U y hasta final del ciclo para el combustible U_3Si_2 .

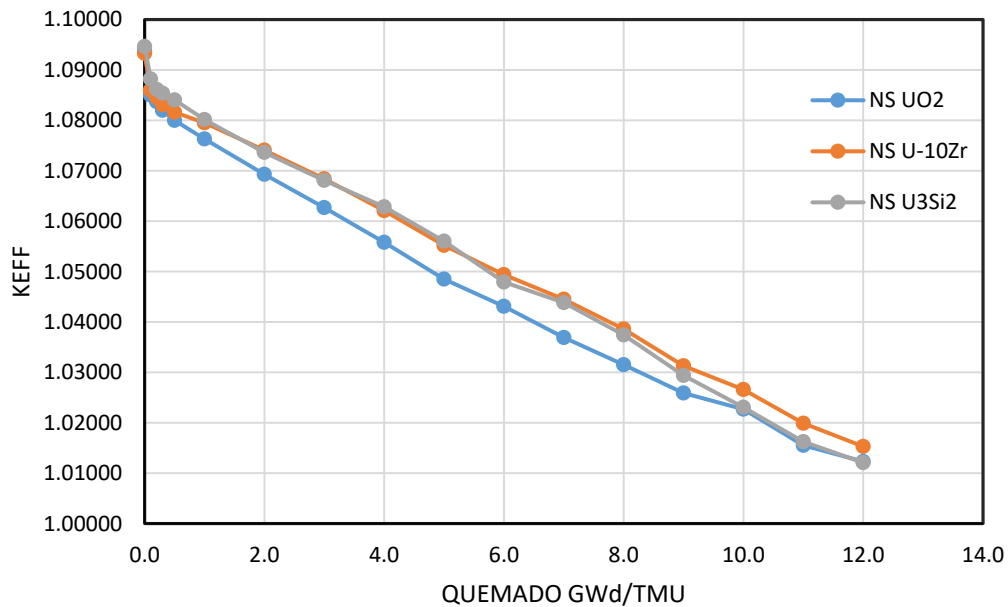


Figura 20. *Keff vs quemado del combustible.*

Este tipo de reactor, como es usual en los PWR, utiliza boro disuelto en el agua como refrigerante, que a su vez es una forma de controlar la reactividad en la operación y que en conjunto con el gadolinio mezclado en el combustible controla el exceso de reactividad al comienzo del ciclo.

IV.2 Coeficiente de Reactividad por Boro y Operación del Reactor

Por diseño, el reactor NuScale establece una concentración máxima de 1235 ppm de boro soluble al inicio del ciclo, garantizando coeficientes de reactividad del moderador negativos y las condiciones de criticidad en el reactor con combustible de UO_2 . A medida que el combustible se quema, la reactividad tiende a disminuir, llevando al reactor a niveles de subcriticidad, haciendo necesario disminuir los niveles de concentración del boro disuelto en el refrigerante para mantener el reactor a niveles de criticidad a lo largo del ciclo.

El gráfico de la Figura 21 muestra el factor de multiplicación de neutrones KEFF sin la presencia de boro en el refrigerante (gráfico de UO_2 , $U-10Zr$ y U_3Si_2) y controlando con la

concentración de boro a lo largo del ciclo de equilibrio para obtener niveles de criticidad aceptables en el reactor, es decir $KEFF=1.0$ (gráfico de UO_2+B , $U-10Zr+B$ y U_3Si_2+B).

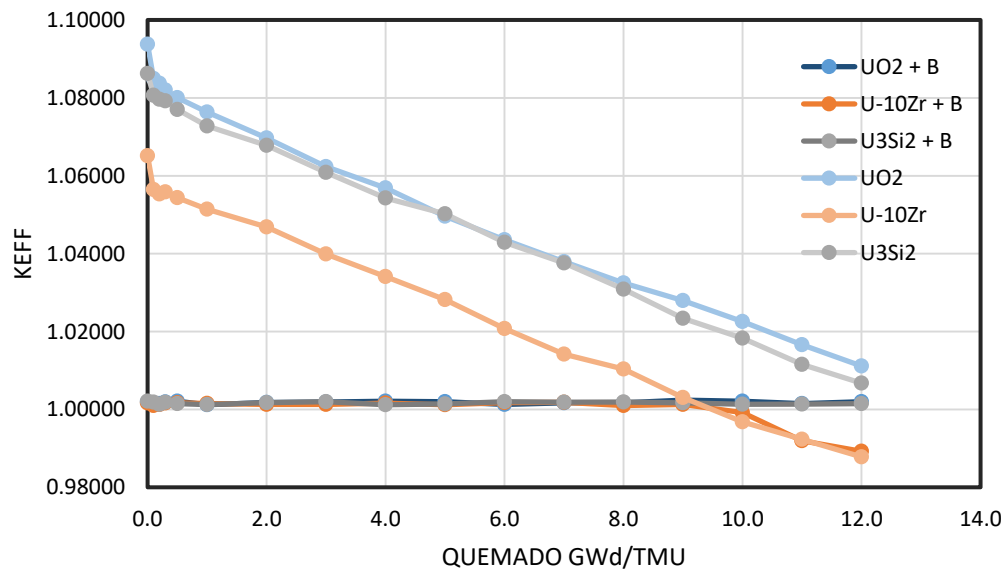


Figura 21. Factor de multiplicación neutrónica en el ciclo de quemado del combustible.

La concentración inicial de boro disuelto en el refrigerante está limitada a una concentración máxima de 1235ppm según las recomendaciones de NuScale¹⁴, debido a esto la reactividad inicial de los núcleos con los nuevos combustibles debe ser compensada con esta máxima concentración de boro disuelto, limitando de esta forma la reactividad inicial en exceso por el coeficiente de reactividad por boro.

Los núcleos con combustibles de U-10Zr y U_3Si_2 presentan un coeficiente de reactividad por boro menor en comparación al núcleo con combustible de UO_2 , disminuyendo los valores de reactividad inicial del núcleo sin la presencia del boro disuelto, como se aprecia en el gráfico *U-10Zr* y *U3Si2* de la Figura 21.

En el caso del reactor con el combustible metálico 10Zr-U el coeficiente de reactividad por boro es mucho menor que para los otros combustibles (ver Tabla VII), haciendo necesario bajar los niveles iniciales de reactividad a valores de 1.06512 de Keff para que el reactor permita el

control de la reactividad mediante la variación de la concentración de boro disuelto en el refrigerante. Los estudios realizados por NuScale reportan valores de -8.5 a -12.5 pcm/ppm para el coeficiente de reactividad por boro para el núcleo de UO_2 a inicio del ciclo de equilibrio.¹⁴

Los núcleos con los combustibles UO_2 y U_3Si_2 tienen suficiente reactividad para completar todo el ciclo operativo del reactor, pero en el núcleo con combustible 10Zr-U la reactividad cae a niveles de subcriticidad a los 10 GWd/MTU de quemado. Esto significa que con este combustible el reactor no puede completar un ciclo de operación de 24 meses (según los criterios de diseño considerados en este estudio y controlando la reactividad mediante el boro disuelto en el refrigerante con un máximo de 1235 ppm de boro), reduciendo la duración del ciclo de operación a 18 o 20 meses para el reactor con combustible de 10Zr-U.

Tabla VII. Coeficiente de reactividad por boro (pcm/ppm).

	Comienzo de Ciclo (BOC)	Mediado de Ciclo (MOC)	Final de Ciclo (EOC)
NuScale UO_2	-10.04	-7.94	-9.72
NuScale U_3Si_2	-6.58	-7.84	-7.70
NuScale 10Zr-U	-2.84	-3.94	-5.82

La concentración de boro en el ciclo de operación y para cada tipo de combustible es controlada para garantizar las condiciones de criticidad en el reactor en cada paso de quemado. En el gráfico de la Figura 22 se muestran los niveles de concentración de boro en el refrigerante en función del quemado del combustible.

En los tres combustibles estudiados el coeficiente de reactividad del boro permanece negativo durante todo el ciclo, como se muestra en la Tabla VII. También se aprecia como el coeficiente de reactividad por boro en el núcleo con combustible metálico 10Zr-U se mantiene menos negativo en todo el ciclo de operación; esto se debe a que el núcleo con este tipo de combustible presenta un espectro de neutrones más duro, como se verá más adelante.

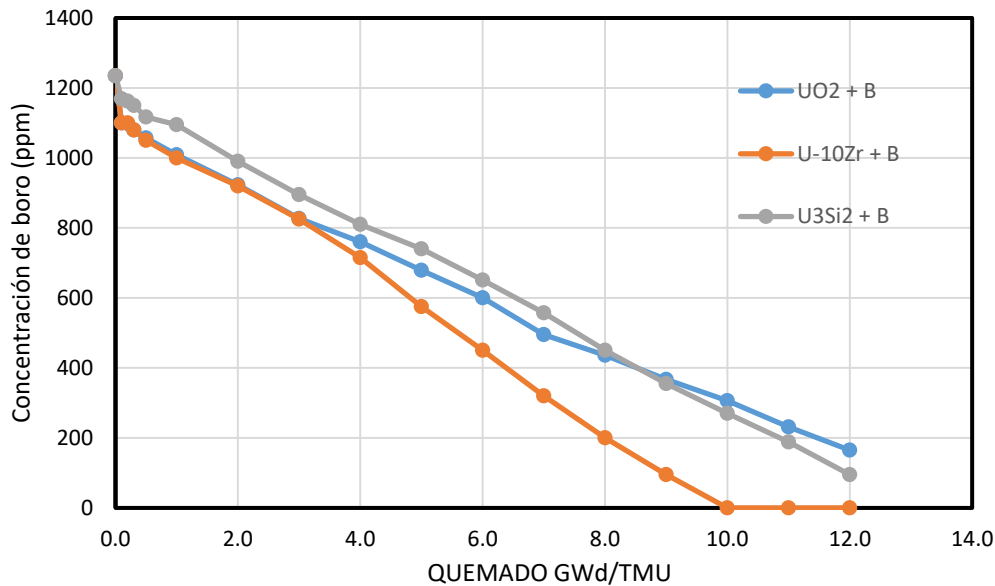


Figura 22. Concentración de boro en el refrigerante durante el ciclo de quemado del combustible.

IV.3 Coeficiente de Temperatura del Moderador

El coeficiente de temperatura del moderador relaciona la reactividad del núcleo ante los cambios de temperatura en el moderador según la ecuación IV.1. La Figura 23 y la Figura 24 muestran los coeficientes de temperatura del moderador en un rango de temperatura de 297K a 523K al inicio y al final del ciclo de operación del reactor. Para el cálculo de coeficiente se estableció como temperatura de referencia la temperatura de trabajo del reactor (573 K).

$$a_T \equiv \frac{\partial \rho}{\partial T} \quad CTM = \frac{\Delta K_{eff}}{\Delta T} \quad IV.1$$

En la Figura 23 se aprecia cómo a principios del ciclo de quemado el coeficiente de temperatura del moderador en los reactores con los tres combustibles estudiados tienen una tendencia a disminuir al acercarse a la temperatura de operación. El coeficiente calculado es negativo en todos los núcleos estudiados, presentando el núcleo con combustible 10Zr-U los valores más bajos. El coeficiente de temperatura del moderador calculado a inicios de ciclo para

el núcleo de UO_2 por NuScale se encuentra en un rango de -35 a 0 pcm/K en el rango de temperaturas estudiado.¹⁴

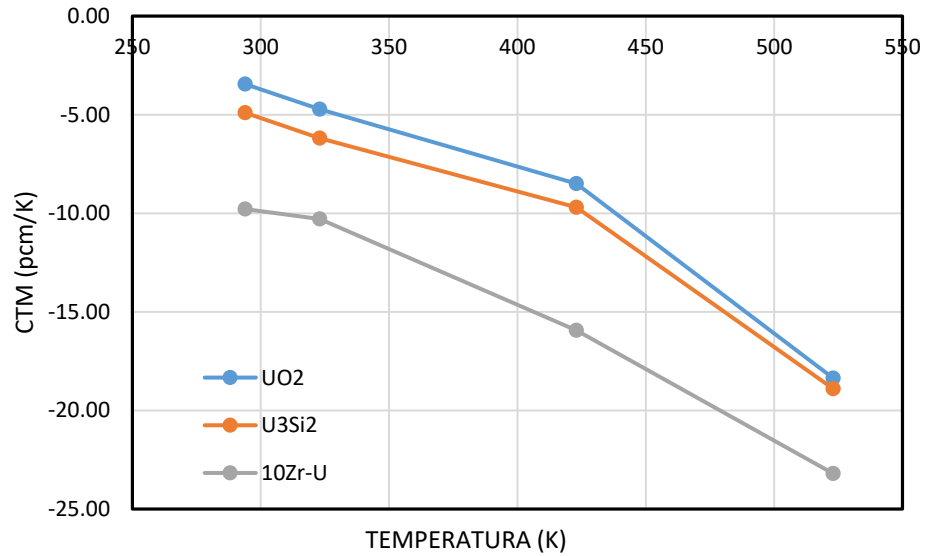


Figura 23. Coeficiente de Temperatura del Moderador (CTM) Principio de Ciclo.

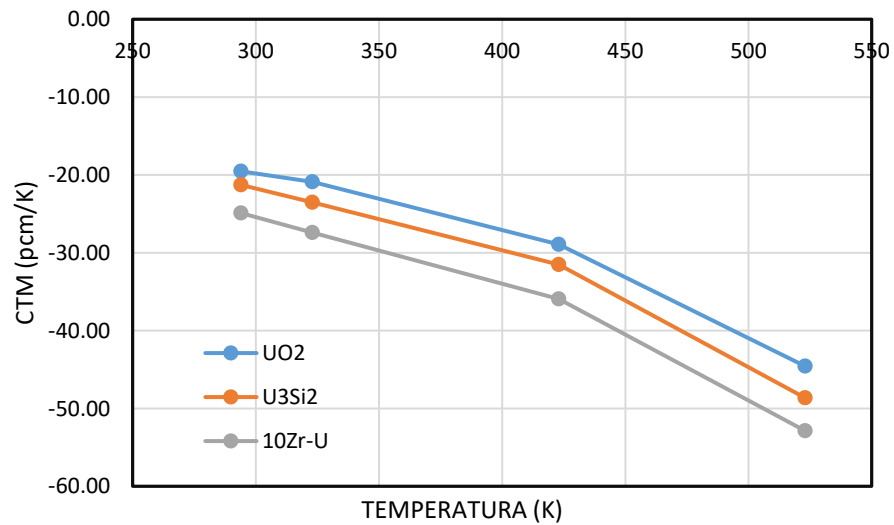


Figura 24. Coeficiente de Temperatura del Moderador (CTM) Final de Ciclo.

Al final del ciclo de quemado se puede apreciar en la Figura 24 cómo la tendencia de los tres combustibles estudiados es a hacer más negativo el coeficiente de temperatura del moderador alcanzando valores de -52 pcm/K para el núcleo con combustible 10Zr-U .

IV.4 Coeficiente de Densidad del Moderador

El coeficiente de densidad del moderador establece la variación de la reactividad al variar la densidad del moderador, en condiciones de operación en caliente. Para el cálculo del mismo se consideró una disminución del 20% en la densidad del moderador. Como se muestra en el gráfico de la Figura 25, los combustibles estudiados muestran un comportamiento similar con coeficientes de densidad del moderador, negativos en todo el ciclo de quemado del combustible y con tendencia a hacerse más negativos a medida que aumenta el grado de quemado en el reactor.

Para los combustibles estudiados, el coeficiente se encuentra entre -170 y -260 pcm por punto porcentual de variación de la densidad del moderador y los valores más bajos se obtuvieron para el núcleo con combustible de 10Zr-U .

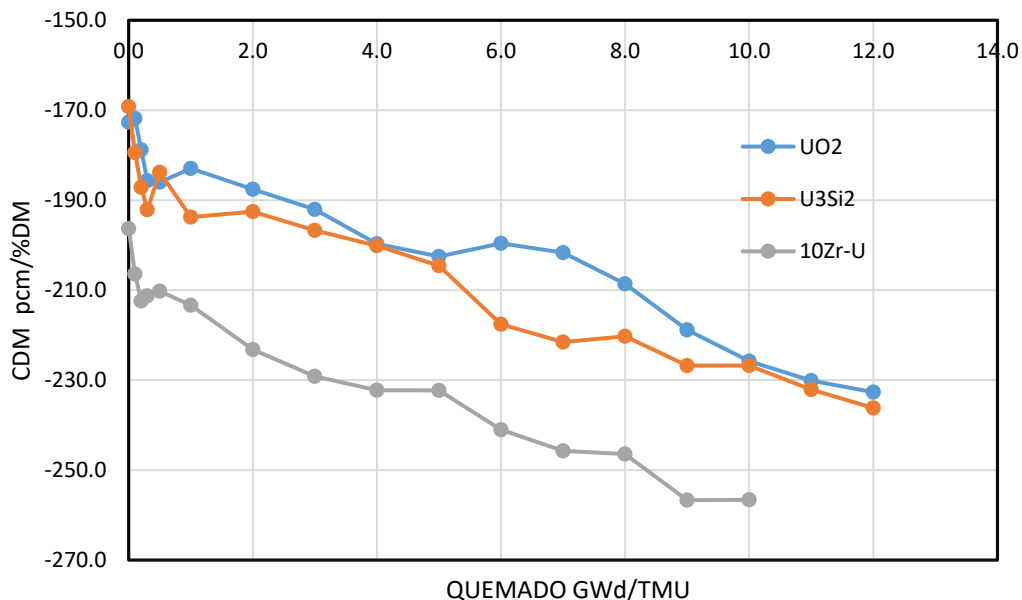


Figura 25. Coeficiente de Densidad del Moderador.

IV.5 Coeficiente de Temperatura del Combustible (Doppler)

El coeficiente de temperatura del combustible o coeficiente Doppler define el cambio en la reactividad del núcleo por grado de variación en la temperatura del combustible. Para los combustibles estudiados, la temperatura de referencia del combustible en la operación del reactor es de 900 K. Para el cálculo del coeficiente Doppler se establecieron temperaturas del combustible en un rango de 1000 K a 3000 K. Los resultados del cálculo se graficaron en la Figura 26 para el combustible fresco a inicios del ciclo de quemado y en la Figura 27 para el combustible gastado al final del ciclo de quemado.

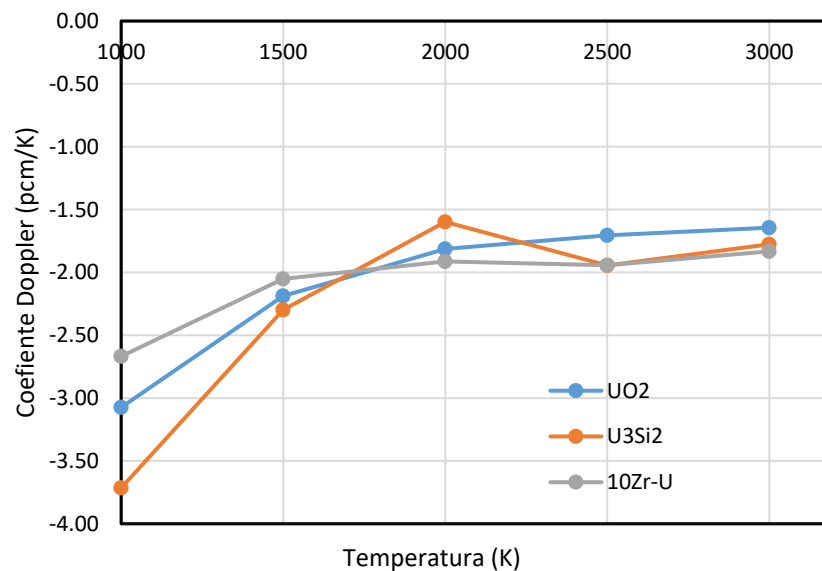


Figura 26. Coeficiente de Temperatura Doppler a Inicios del Ciclo de Quemado.

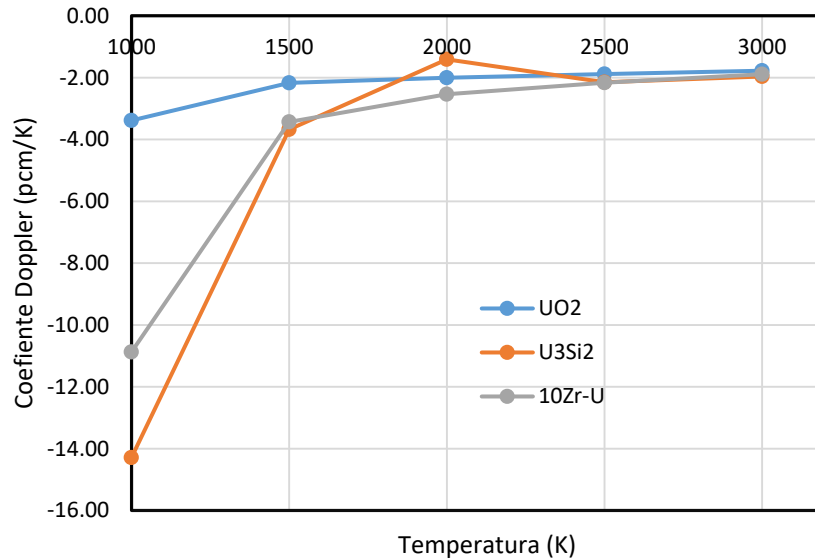


Figura 27. Coeficiente de Temperatura Doppler al Final del Ciclo de Quemado.

Los resultados obtenidos a inicios del ciclo de quemado muestran un comportamiento similar en el coeficiente Doppler para los tres combustibles, alcanzando el núcleo con combustible 10Zr-U el menor valor modular y el núcleo de U_3Si_2 desarrolla un máximo de -3.71 pcm/K. Los tres combustibles presentan coeficientes Doppler negativos en el rango de temperatura estudiado, con una tendencia a hacerse menos negativos al alcanzar temperaturas muy altas en el combustible.

Al final del ciclo de quemado el coeficiente Doppler aumenta en magnitud debido a la acumulación de Pu-240; el Pu-240 tiene una sección eficaz de captura alta en la resonancia y por consiguiente el coeficiente Doppler se vuelve más significativo. Al igual que en el comienzo del ciclo la tendencia es hacerse menos negativos al alcanzar temperaturas muy altas en el combustible y en esta etapa de quemado la variación del coeficiente es más significativa en los núcleos con combustibles de 10Zr-U y U_3Si_2 .

IV.6 Distribución Radial de Potencia

Uno de los parámetros a monitorear en el núcleo de los reactores nucleares es la distribución radial de potencia. Al definir nuevos combustibles, se hace necesario garantizar que no se

introducen picos de potencia radiales significativos, en este caso se considera el valor de 1.55 en la potencia relativa al promedio como máximo tolerable.

En los gráficos de las Figura 28 y Figura 29 se representa la distribución de potencia radial para los núcleos con los combustibles estudiados a inicio y final del ciclo de quemado. Para el gráfico se calculó la potencia integrada axialmente generada en cada ensamble combustible y aprovechando la simetría del núcleo se tomaron los 7 ensambles que definen la diagonal del núcleo. Estos gráficos muestran como el diseño propuesto de nuevos combustibles en el NuScale no introduce picos de potencia significativos, presentando el núcleo con combustible 10Zr-U los valores más altos de potencia radial relativa en algunos ensambles específicos.

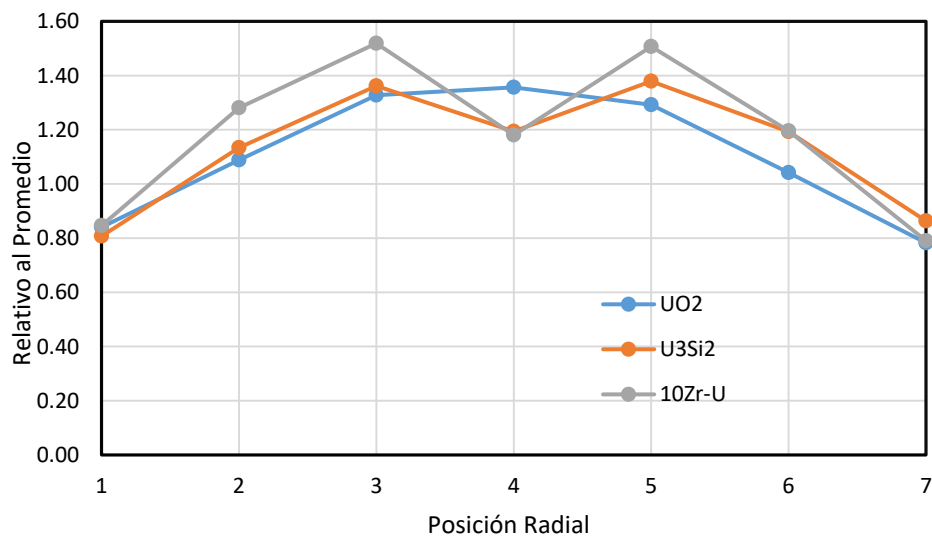


Figura 28. Distribución Radial de Potencia a Inicio del Ciclo de Quemado.

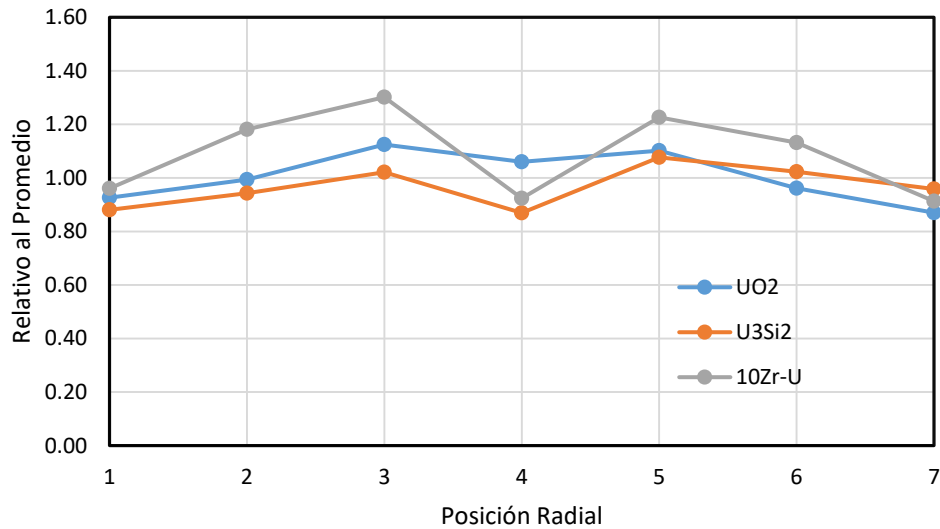


Figura 29. Distribución Radial de Potencia a Final del Ciclo de Quemado.

Al final del ciclo se puede apreciar un aplanamiento de la distribución de potencia radial como resultado del quemado del combustible, alcanzando un pico máximo de 1.3 en la potencia relativa al promedio para el combustible 10Zr-U. Para una mejor visualización de la distribución de potencia en el núcleo, la Figura 30, la Figura 31 y la Figura 32 muestran los mapas de potencia normalizada a inicios y final del ciclo de quemado para los núcleos con combustibles de UO₂, U₃Si₂ y 10Zr-U, respectivamente.

Para el núcleo con combustible 10Zr-U existe un ensamble de combustible que muestra un pico de 1.57, esto se debe a que el diseño del núcleo se optimizó para el combustible UO₂ y no para el combustible metálico, por lo que se recomienda seguir trabajando en el diseño de este núcleo para obtener mejores resultados en el mapa de distribución de potencia radial.

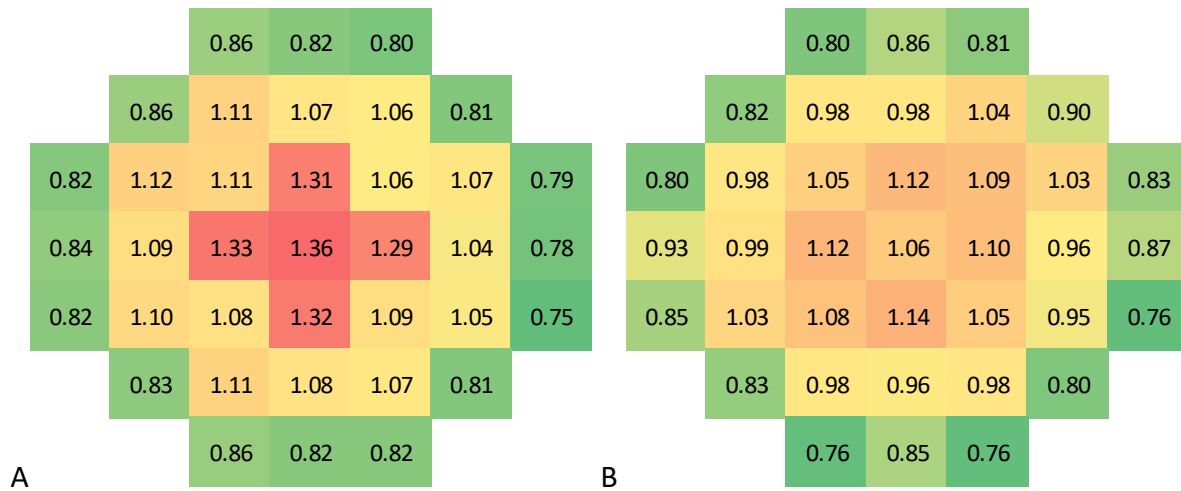


Figura 30. Mapa de potencia normalizada para el núcleo de UO_2 : A Inicio del ciclo, B al Final del ciclo de quemado del combustible.

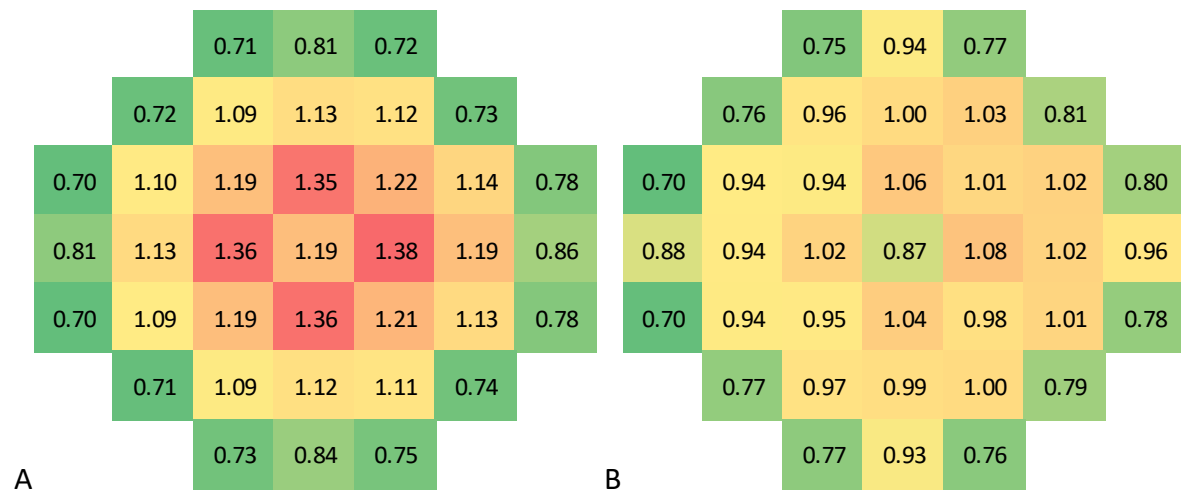


Figura 31. Mapa de potencia para el núcleo de U_3Si_2 : A Inicio del ciclo, B al Final de ciclo de quemado del combustible.

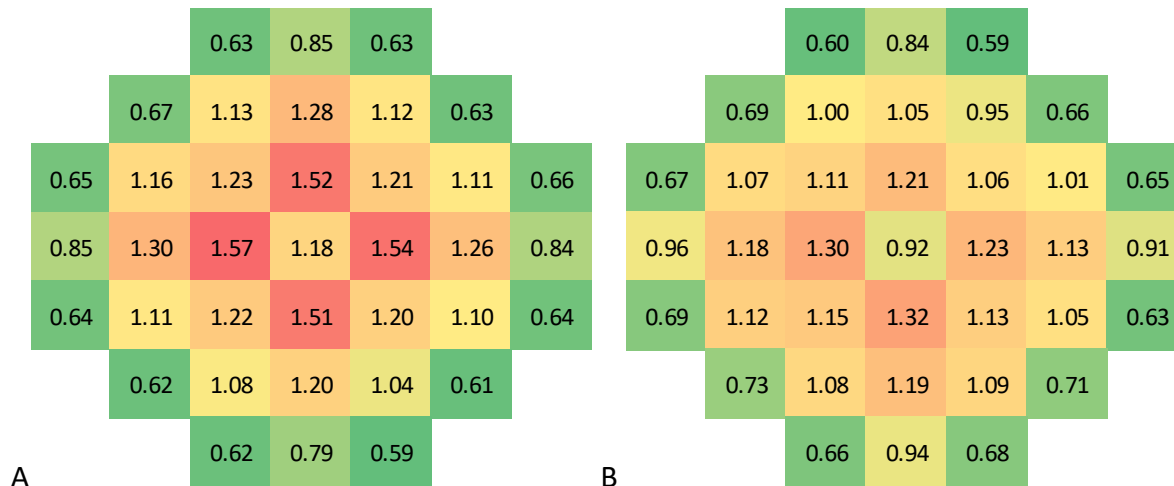


Figura 32. Mapa de potencia para el núcleo de 10Zr-U: A Inicio del ciclo, B Final del ciclo de quemado del combustible.

IV.7 Distribución Axial de Potencia

Otro parámetro a monitorear en los reactores nucleares son los picos de potencia axial. En la Figura 33 se muestran los resultados del cálculo de la distribución promedio axial de potencia en el núcleo del NuScale con los combustibles estudiados en la etapa inicial y final del ciclo de quemado.

Como se aprecia en estos gráficos los combustibles de U_3Si_2 y 10Zr-U muestran un comportamiento similar al UO_2 , combustible por diseño en este reactor. En el inicio del ciclo de quemado el combustible UO_2 alcanza un máximo de 1.40, el combustible 10Zr-U un máximo de 1.43 y en el combustible de U_3Si_2 se alcanzan valores de 1.46 en los picos de potencia axial relativa al promedio. Estos resultados se encuentran por debajo del límite recomendado de 1.55, demostrando que los nuevos combustibles no introducen picos de potencia axial en el núcleo del reactor que impidan la operación de éste.

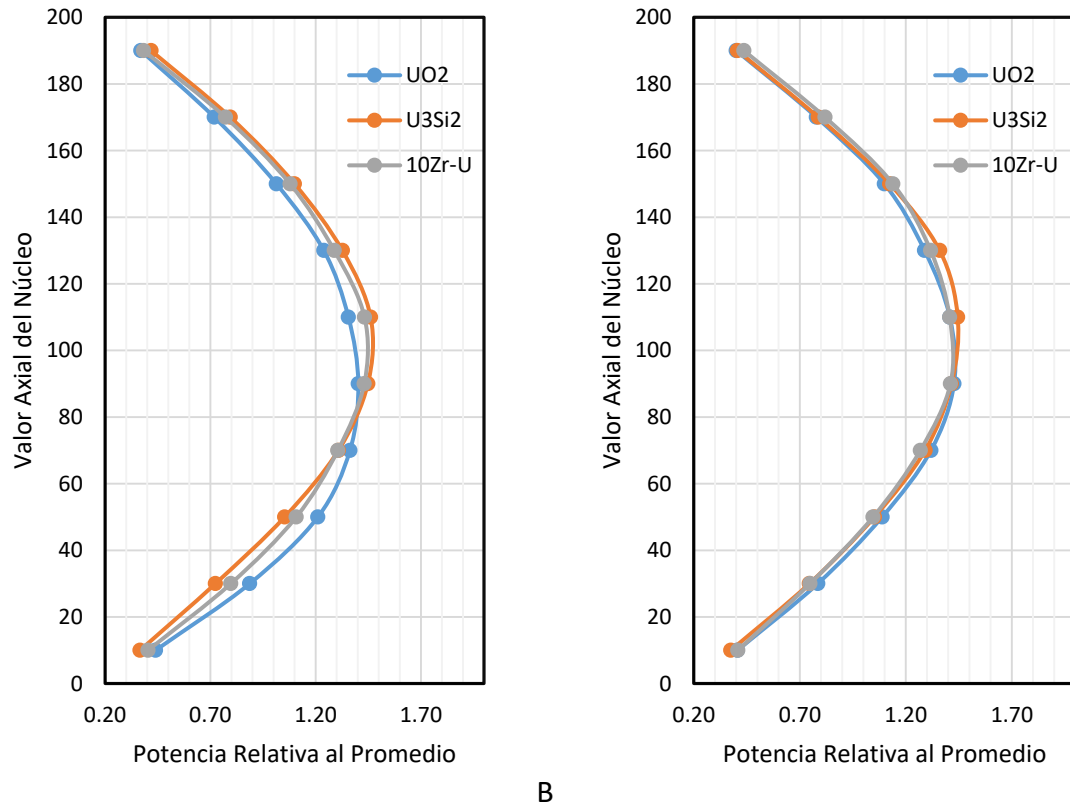


Figura 33. Distribución Axial de Potencia: A Inicio del Ciclo de Quemado, B Final del Ciclo de Quemado.

IV.8 Margen de Apagado

El margen de apagado (SDM, por sus siglas en inglés) es la cantidad instantánea de reactividad por la cual un reactor es subcrítico o se volvería subcrítico desde su condición actual de mayor reactividad (condición en frío a cero potencia), asumiendo que todas las barras de control están completamente insertadas, excepto la barra con el mayor valor integral de reactividad, que se supone queda totalmente fuera del núcleo. En un reactor nuclear se requiere que el margen de apagado sea mayor a $1\% \Delta K/K$ en todo momento, incluso cuando el reactor es crítico.

El uso de los nuevos combustibles en el reactor NuScale garantiza un margen de parada superior al $1\% \Delta K/K$. En este caso, el factor de multiplicación de neutrones del núcleo se calculó cuando la barra de control de mayor valor integral no se encuentra insertada en el núcleo y el reactor está en un estado de parada en frío y cero potencia. La barra de control de mayor valor

integral fue seleccionada calculando el valor de cada una de las barras de control en las condiciones de margen de apagado. Los resultados del cálculo de K_{eff} con la barra de mayor reactividad retirada se muestran en la Tabla VIII.

Tabla VIII. Valores de K_{eff} con la barra de control de mayor reactividad no insertada.

Combustible	K_{eff}	
	BOC	EOC
UO ₂	0.854443	0.861301
10Zr-U	0.869299	0.868044
U ₃ Si ₂	0.852609	0.843688

Tabla IX. Margen de Apagado (% $\Delta K/K$).

Combustible	SDM (% $\Delta K/K$)	
	BOC	EOC
UO ₂	16.4	17.3
10Zr-U	15.0	15.1
U ₃ Si ₂	16.8	17.6

Los resultados de la Tabla VIII y Tabla XI muestran que el uso del combustible 10Zr-U reduce el margen de apagado en comparación con el combustible UO₂, esto es debido a que la efectividad de las barras de control en el combustible metálico es menor, como resultado de un espectro de neutrones más duro en el núcleo con este combustible.

IV.9 Espectro Neutrónico

El espectro neutrónico muestra la distribución del flujo de neutrones por niveles de energía, en este caso se evaluó el flujo de neutrones en un rango de energía de 0.01 eV hasta 20 MeV, obteniendo el espectro neutrónico de los reactores con combustibles de UO₂, 10Zr-U y U₃Si₂ como se muestra en la Figura 34.

El análisis del espectro neutrónico de los combustibles en el núcleo del NuScale explica el comportamiento neutrónico similar en los combustibles de UO_2 y U_3Si_2 debido a que sus espectros se superponen en todo el rango de energías estudiado. Por otra parte el combustible metálico 10Zr-U muestra un endurecimiento en el espectro neutrónico, haciendo que este combustible sea menos "eficiente" en el rango de fisiones térmicas.

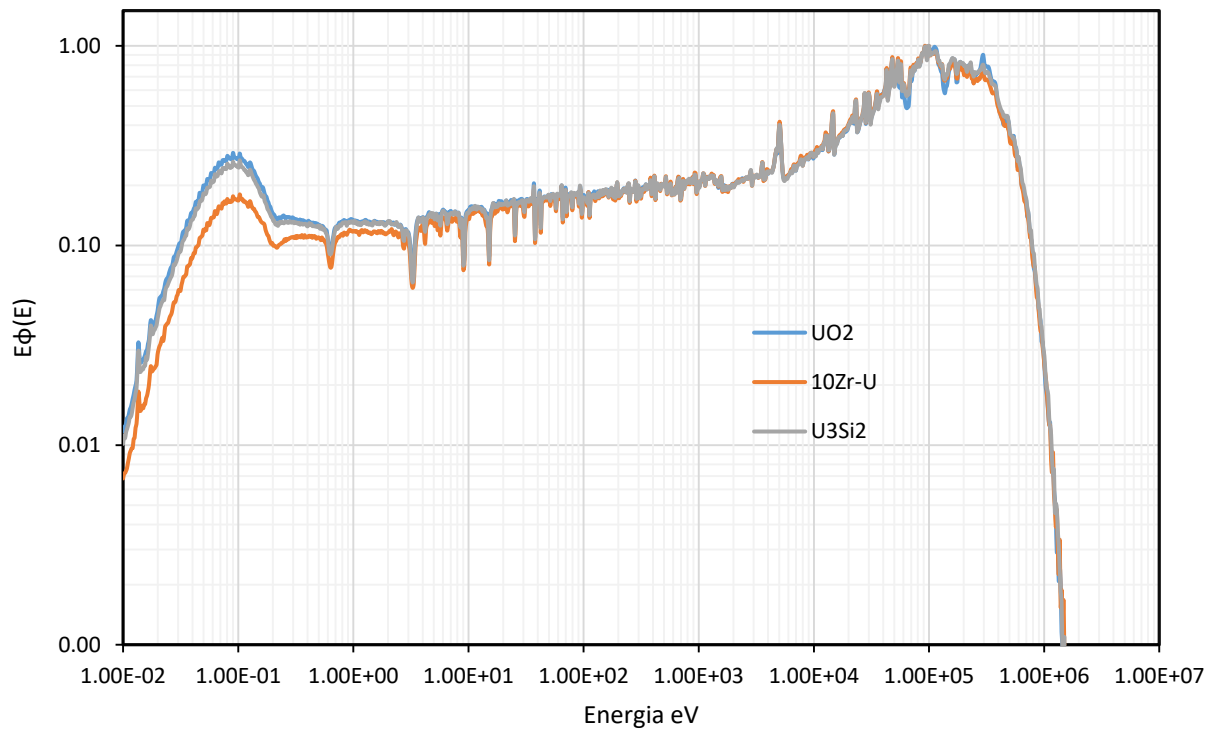


Figura 34. Espectro Neutrónico.

CONCLUSIONES

Se generó un modelo del núcleo del reactor NuScale en el código de Monte Carlo Serpent, calculando los parámetros y coeficientes neutrónicos en estado estacionario del ciclo en equilibrio para el combustible de diseño UO_2 , y para el combustible metálico 10Zr-U y el cerámico de U_3Si_2 .

Los resultados de este modelo muestran que el reactor puede funcionar con el combustible U_3Si_2 sin ningún cambio en el diseño del núcleo basado en combustible UO_2 , con la ventaja de aumentar la tolerancia a los accidentes debido al uso de este tipo de combustible y poder emplear otros materiales avanzados como revestimiento.

Además, los cálculos muestran que con un menor enriquecimiento de uranio-235, se obtienen los mismos resultados utilizando el combustible U_3Si_2 , reduciendo los costos de enriquecimiento. Respecto al combustible metálico 10Zr-U , se deben realizar análisis más profundos para llegar a conclusiones definitivas sobre el uso de este combustible en el núcleo de NuScale.

Los cálculos realizados evidencian que el uso de los nuevos combustibles no introduce cambios significativos en la distribución axial y radial de potencia con respecto a los resultados obtenidos para el combustible de óxido de uranio.

El endurecimiento en el espectro del núcleo con combustible metálico explica las diferencias encontradas en los cálculos de los coeficientes de reactividad por boro, el coeficiente de densidad del moderador y en el margen de apagado respecto a los otros combustibles.

REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. **NEA.** *Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment.* <https://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2016/7213-smrs.pdf>, Report NEA No. 7213, 2016.
2. **NEA/IEA.** *Projected Costs of Generating Electricity.* <https://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2015/7057-proj-costs-electricity-2015.pdf>, Report NEA No. 7057, 2015.
3. **NEA.** *The Economics of the Back-End of the Nuclear Fuel Cycle.* Paris : <http://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2013/7061-ebenfc.pdf>, Report NEA No. 7061, 2013.
4. **Rothwell.** *The Economics of Nuclear Power. Editorial Reviews,* 2016.
5. **NuScale.** *NuScale Power Modular and Scalable Reactor.* 2013.
6. **REYES, JOSÉ N., Jr.** *NuScale plant safety in response to extreme events.* NuScale Power Inc., 2011.
7. **Francois Lacouture, Juan Luis.** *El Método de Monte Carlo para la Solución de la Ecuación de Transporte.* UNAM.
8. **Zorrilla, Fernando Parreño.** *Introducción a la simulación con el código de montecarlo MCNP y sus aplicaciones en física médica.* https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/30/050/30050740.pdf.
9. **Leppänen, Jaakko.** *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code.* VTT Publications 640, 2007.
10. **Leppänen, Jaakko.** *The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013.* s.l. : Annals of Nuclear Energy, 2014. <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>.
11. **Power, NuScale.** *NuScale Standard Plant Design Certification Application.* 2016. Chapter Four.
12. **Yamamoto, Akio.** *Benchmark Problem Suite for reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels.* Nuclear Science and Technology, 2002. 39.

13. **Hilal, Roberto Eduardo.** *Análisis determinista de seguridad de reactores nucleares de investigación.* Instituto Balseiro, 2012.
14. **LLC., NuScale Power.** *NuScale Standard Plant Design Certification Application.* 2016. PART 2 - TIER 2.
15. **Idaho National Laboratory.** Nuclear Fuels Materials. 2016.
16. García-Cervantes, E.-Y., **Francois, J.L.** A comparison between oxide and metallic fueled ASTRID-like reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 94, 350-358, 2016. <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2016.04.004>
17. **Lightbridge Fuel Technology.** Metallic Fuel Technology. 2018. <https://ltbridge.com/fuel-technology/metallic-fuel-technology/>
18. **James Conca.** *NuScale's Small Modular Nuclear Reactor -- Reliable, Resilient and Flexible.* 2018. <https://www.forbes.com/sites/jamesconca/2018/06/22/nuscales-small-modular-nuclear-reactor-reliable-resilient-and-flexible/>