



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

Gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor nuclear BWRX-300

TESIS

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA:

Ing. Arturo Jiménez Facio

TUTOR PRINCIPAL:

Dr. Juan Luis François Lacouture
Facultad de Ingeniería, UNAM

Ciudad Universitaria, Cd. Mx., noviembre 2023



Universidad Nacional
Autónoma de México

Dirección General de Bibliotecas de la UNAM

Biblioteca Central



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. Cecilia Martín del Campo Márquez

Secretario: Dra. Pamela Fran Nelson Edelstein

1er. Vocal: Dr. Juan Luis François Lacouture

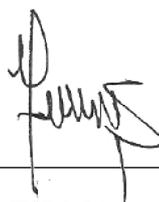
2do. Vocal: M. en C. Edgar Salazar Salazar

3er. Vocal: Dr. José Luis Montes Tadeo

Facultad de Ingeniería, Ciudad Universitaria, Ciudad de México.

TUTOR DE TESIS:

Dr. Juan Luis François Lacouture



FIRMA

AGRADECIMIENTOS

Al Consejo Nacional de Humanidades, Ciencia y Tecnología (CONAHCYT), por brindar el apoyo económico que permitió la realización de este trabajo. A la Universidad Nacional Autónoma de México, por el apoyo a través de la línea de investigación *Reactores nucleares y ciclos de combustible nuclear*.

A mi tutor, el Doctor Juan Luis François Lacouture, por toda su dedicación incondicional, paciencia y pasión por transmitir el conocimiento. A todos mis profesores, que con los conocimientos brindados hicieron posible la realización de esta tesis.

A mis padres, mi hermana, mis sobrinos, mi esposa y mis amigos.

Dedicado a mi hijo, Arturo Farid

RESUMEN

El reactor nuclear BWRX-300 representa la décima generación de reactores de agua en ebullición (BWR) desarrollados por General Electric (GE). Es capaz de generar 300 MWe y utiliza sistemas de seguridad pasivos impulsados por fenómenos naturales. GE asegura que es posible lograr un periodo entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor funcionará a plena carga. El objetivo de esta tesis es realizar el análisis de gestión de combustible dentro del núcleo para confirmar la viabilidad de alcanzar ese periodo operativo, considerando que este tipo de reactor utiliza uranio de bajo enriquecimiento. Con ayuda del código CASMO-4 y cálculos de física de reactores, basados en el Modelo de Reactividad Lineal, se desarrolló un diagrama de utilización de combustible como primera aproximación para determinar el enriquecimiento promedio en U-235 del combustible, el tamaño del lote de recarga, la fracción del núcleo a ser recargado y su quemado de descarga para un ciclo de equilibrio. Después, con el código Serpent se simuló ciclos de transición del núcleo del BWRX-300 con sus 240 ensamblajes de combustible tipo GNF2 para encontrar el enriquecimiento promedio del lote de recarga que cumpliera con el ciclo operativo de equilibrio de 24 meses. También, se estimó la concentración de gadolinia (Gd_2O_3) en el combustible necesaria para reducir el exceso de reactividad al inicio del ciclo y evitar picos de potencia prohibitivos, obteniendo una distribución de potencia balanceada en el núcleo. Del mismo modo, se modelaron las barras de control con lo que se determinó que el diseño del núcleo cumpliera con el criterio del margen de apagado. Por último, se calcularon los coeficientes de reactividad por temperatura del combustible y por vacíos, verificando que ambos fueran negativos. Dado que el alcance de este estudio pretende un análisis completo de la administración de combustible, también se obtuvo el costo nivelado del ciclo de combustible nuclear, considerando un ciclo abierto.

ABSTRACT

The BWRX-300 nuclear reactor is the tenth generation of boiling water reactor (BWR) created by General Electric (GE). Its nominal power output is 300 MWe and it uses simple natural phenomena driven safety systems. GE ensures a 24 month operating cycle length is possible, in which the reactor will be operating at full power. This thesis objective is to develop the in-core fuel management analysis to validate GE operating cycle length proposal, considering that this kind of reactor uses low enriched uranium. With the aid of CASMO-4 and reactor physics calculations, based on the Linear Reactivity Model, a fuel utilization diagram was developed; this diagram was used to propose a first approach to determine the average U-235 enrichment of the fuel assembly, the number of reload fuel batches and its average discharge burnup for the equilibrium cycle. Then, using the Serpent code, several simulations were run to describe the BWRX-300 transition cycles with 240 GNF2 type fuel assemblies, in order to find the average enrichment of the fuel batch capable to lead the reactor to an operating cycle of 24 months. After that, the gadolinia (Gd_2O_3) concentration in the fuel assemblies was considered for the purpose of reducing the prohibitive excess reactivity at the beginning of cycle and to avoid high power peaks, so, a balanced power distribution was accomplished in the reactor core. In the same way, control rods were modeled to perform the shutdown margin tests and verify that the core design meets this criterion. Finally, Doppler and void reactivity coefficients were calculated to verify that they were both negative. Since the scope of this thesis includes a complete fuel management analysis, the levelized cost of the nuclear fuel cycle was also obtained, considering an open fuel cycle.

Tabla de contenido

RESUMEN.....	I
ABSTRACT	II
Tabla de contenido.....	III
Lista de Figuras	VI
Lista de Tablas.....	VIII
Lista de acrónimos, abreviaciones, términos y unidades	X
Introducción.....	1
Capítulo I. Reactores Modulares Pequeños	6
I.1. Evolución de los SMRs.....	7
I.2. Ventajas potenciales de los SMRs	9
I.2.1. Seguridad de los SMRs.....	9
I.2.2. Flexibilidad de los SMRs.....	10
I.2.3. Manejo del combustible nuclear gastado.....	12
I.3. Desafíos para el despliegue de los SMRs.....	13
I.3.1. Riesgos financieros de implementar un proyecto nuclear	13
I.3.2. Demostración de las potenciales desventajas de un SMR FOAK.....	14
I.3.3. Cadena de suministro	15
I.3.4. Percepción pública	15
I.4. Economía de los SMRs	16
Capítulo II. El reactor BWRX-300	19
II.1. Consideraciones de construcción y operación	20
II.1.1. Edificio del reactor.....	20

II.1.2.	Subestación de interconexión a la red.....	22
II.2.	Circuito primario del reactor.....	23
II.2.1.	Vasija a presión del reactor.....	23
II.2.2.	Núcleo y combustible.....	26
II.2.3.	Ensamble de combustible GNF2.....	27
II.2.4.	Manejo del combustible.....	28
II.3.	Control de reactividad.....	29
II.4.	Sistemas de protección del reactor (RPS).....	30
II.5.	Filosofía de seguridad.....	31
II.5.1.	Defensa en profundidad	31
II.5.2.	Sistema de condensador de aislamiento (ICS).....	32
II.5.3.	Sistema de refrigeración pasiva de la contención (PCCS).....	34
Capítulo III. Modelo del núcleo del reactor nuclear BWRX-300		35
III.1.	Diagrama de utilización de combustible.....	35
III.2.	Generación del modelo del núcleo.....	41
III.3.	Patrón de recarga.....	45
III.4.	Metodología de la simulación.....	46
Capítulo IV. Resultados y discusión.....		48
IV.1.	Ciclos de transición y de equilibrio	48
IV.2.	Introducción de gadolinia.....	52
IV.3.	Distribución radial de potencia en el núcleo.....	54
IV.4.	Margen de apagado.....	56
IV.5.	Coefficientes de reactividad	58
IV.5.1.	Coefficiente de reactividad por temperatura.....	58

IV.5.2. Coeficiente de reactividad por vacíos.....	60
IV.6. Cálculos económicos	61
Conclusiones.....	66
Referencias	68

Lista de Figuras

Figura I.1. Motores económicos de los SMR que compensan su desventaja económica con las plantas nucleares convencionales. Adaptado de NEA, 2023.....	17
Figura II.1. Plano de emplazamiento de una planta con un reactor BWRX-300. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.....	20
Figura II.2. Vista transversal del edificio del reactor BWRX-300. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.....	21
Figura II.3. Vasija a presión del reactor BWRX-300. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.....	24
Figura II.4. Ensamble combustible tipo GNF2. Adaptado de GE Hitachi, 2017.....	26
Figura II.5. Vista transversal del diseño <i>N-Lattice</i>	27
Figura II.6. Vista transversal de un arreglo de cuatro ensambles combustibles (celda) tipo GNF2. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.....	28
Figura II.7. ICS del BWRX-300. Adaptado de GE Hitachi, 2021.....	33
Figura III.1. Diagrama de utilización de combustible para el BWRX-300.....	40
Figura III.2. Ensamble combustible tipo GNF2 (modelo en Serpent).....	43
Figura III.3. Barra de control cruciforme (modelo en Serpent).....	43
Figura III.4. Diseño del núcleo del BWRX-300 de GE. Adaptado de GE Hitachi, 2021.....	44
Figura III.5. Modelo en Serpent del BWRX-300: a) Corte transversal de la vista superior y b) Corte longitudinal de la vista lateral.....	44
Figura III.6. Patrón de recarga para el BWRX-300.....	45
Figura IV.1. Posición de las barras de combustible dentro del ensamble tipo GNF2. Se considera una condición de simetría en espejo (Cecilia Martín del Campo Márquez, 2006).....	49

Figura IV.2. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.39\%$	50
Figura IV.3. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.35\%$	51
Figura IV.4. Gráfica del ciclo de equilibrio con $e=4.35\%$ y $Gd_2O_3=4.5\%$	54
Figura IV.5. Distribución de potencia del núcleo del BWRX-300.....	55
Figura IV.6. Posición de la barra de control con mayor reactividad negativa.....	57
Figura IV.7. Ciclo abierto de combustible nuclear. Adaptado de Argonne National Laboratory, 2023.....	64

Lista de Tablas

Tabla I.1. Diseños actuales de SMR en desarrollo (Ingersoll, Handbook of Small Modular Nuclear Reactors, 2021).....	8
Tabla II.1. Características principales del reactor BWRX-300 (GE Nuclear Energy, 2019).....	19
Tabla II.2. Niveles de defensa en profundidad (INSAG, 1996).....	32
Tabla III.1. Salida de Serpent para calcular la potencia específica del BWRX-300.....	36
Tabla III.2. Parámetros de comparación para el diagrama de utilización de combustible.	37
Tabla III.3. Radio y altura activa del núcleo del reactor BWRX-300 (GE Nuclear Energy, 2019).....	38
Tabla III.4. Parámetros de geometría estructural del núcleo del reactor (Global Nuclear Fuel, 2016) y (GE Nuclear Energy, 2019).....	42
Tabla III.5. Densidad de los materiales del núcleo del BWRX-300 (Pacific Northwest National Laboratory, 2011).	42
Tabla III.6. Parámetros geométricos de las barras de control (Joel Rhodes, 2004).....	42
Tabla III.7. Densidades de los materiales de las barras de control (Pacific Northwest National Laboratory, 2011).	43
Tabla III.8. Definición de las abreviaturas del patrón de recarga.....	46
Tabla IV.1. Distribución radial del enriquecimiento dentro del ensamble tipo GNF2, para $e=4.39\%$	49
Tabla IV.2. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.39\%$	50

Tabla IV.3. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.35\%$	51
Tabla IV.4. Distribución radial de gadolinia dentro de los ensambles tipo GNF2.....	53
Tabla IV.5. Resultados del ciclo de equilibrio con $e=4.35\%$ y $Gd_2O_3=4.5\%$	53
Tabla IV.6. Comparación de los valores de reactividad entre las barras de control.	57
Tabla IV.7. Resultados del coeficiente de reactividad por temperatura.....	59
Tabla IV.8. Resultados del coeficiente de reactividad por vacíos.	60
Tabla IV.9. Fracciones en peso usadas para resolver la ecuación IV.5.....	62
Tabla IV.10. Cantidades de uranio usadas para el cálculo del LNFCC.....	63
Tabla IV.11. Datos del reactor para el cálculo del LNFCC. Datos tomados de (GE Nuclear Energy, 2019) y (Argonne National Laboratory, 2023).....	63
Tabla IV.12. Tiempos de entrega y desfase (IAEA, 2023).....	63
Tabla IV.13. Costos unitarios (Argonne National Laboratory, 2023).....	64
Tabla IV.14. Costo nivelado del ciclo de combustible nuclear.	65

Lista de acrónimos, abreviaciones, términos y unidades

COP21	Conferencia de las Naciones Unidas sobre el Cambio Climático
ONU	Organización de las Naciones Unidas
Carga base	Se refiere a una central cuyo régimen ordinario de operaciones es el de plena potencia, cubriendo la demanda base
IAEA	International Atomic Energy Agency
SMR	Small Modular Reactor
SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
CO ₂	Dióxido de carbono
DOE	Department of Energy
BWR	Boiling Water Reactor
LNFC	Levelized Nuclear Fuel Cycle Cost
NEA	Nuclear Energy Agency
MWe	Megawatt eléctrico
kW	Kilowatt
MWt	Megawatt térmico
PWR	Pressurized Water Reactor
BWRX-300	Reactor modular pequeño tipo BWR diseñado por GE
GE	General Electric
EM ₂	Energy Multiplier Module
4S	Super Safe Small and Simple Reactor
SVBR-100	Reactor modular rápido enfriado con plomo–bismuto
JSC EDB	Experimental Design Bureau of JSC
LFTR	Liquid Fluoride Thorium Reactor
TECDOC	Technical Document
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
FOAK	First-of-a-kind

NRC	Nuclear Regulatory Commission
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
HALEU	High-assay low-enriched uranium
MOX	Mixed oxide
R&D	Research and development
KLT40S	Reactor modular pequeño tipo PWR
CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares (reactor SMR)
HTR-PM	High Temperature Gas Cooled Pebble Bed Generation IV Reactor
\$/kg	Dólares por kilowatt
LCOE	Levelized Cost of Energy
GEH	General Electric Hitachi
HGNE	Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd
Ltd	Limited liability company
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
m ²	Metros cuadrados
PCV	Primary Containment Vessel
RPV	Reactor Pressure Vessel
ICS	Isolation Condenser System
D&D	Demolition and Decommissioning
MVA	Mega Volt-Amperes
Hz	Hertz
SBO	Station Blackout
UPS	Uninterruptible Power Supply
I&C	Instrument and Control
FMCRD	Fine Motion Control Rod Drives
RCPB	Reactor Coolant Pressure Boundary
m	Metros
GNF	Global Nuclear Fuel
GNF2	Tipo de ensamble de combustible de la compañía GNF

AOO	Anticipated Operational Occurrences
BDBA	Beyond Design Basis Accident
SDM	Shutdown Margin
HCU	Hydraulic Control Unit
CRD	Control Rode Drive
scram	Apagado de emergencia del reactor
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
DBA	Design Basis Accident
FSF	Fundamental Safety Function
IC	Isolation Condenser
MCR	Main Control Room
PCCS	Passive Containment Cooling System
Serpent	Código Monte Carlo usado para cálculos de quemado en reactores
LRM	Linear Reactivity Model
L	Longitud del ciclo operativo [EFPD]
EFPD	Effective Full Power Days
n	Número de lotes de combustible a recargar
B_d	Quemado de descarga [MWd/t]
U-235	Uranio 235 – Isótopo físil del uranio
e	Enriquecimiento promedio de U-235 del lote de combustible [%]
MWd/t	Megawatts día por tonelada
P	Potencia específica [MW/t]
MW/t	Megawatts por tonelada
CASMO-4	Código de quemado de ensambles de combustible
k	Factor de multiplicación de neutrones
k_∞	Factor de multiplicación de neutrones en un medio infinito
B^2	Buckling geométrico
M^2	Área de migración de neutrones
P_L	Probabilidad de no fuga de neutrones

π	Número pi
R_C	Radio activo del núcleo
H_C	Altura activa del núcleo
A	Pendiente de la ecuación de la recta
B	Ordenada al origen de la ecuación de la recta
cm	Centímetros
H ₂ O	Fórmula química del agua
Zr	Zirconio
SA508	Tipo específico de acero de baja aleación
No	Número
g/cm ³	Gramos por centímetro cúbico
B ₄ C	Carburo de boro
LA1	Grupo 1 de ensambles de combustible tipo GNF2
LA2	Grupo 2 de ensambles de combustible tipo GNF2
LA3	Grupo 3 de ensambles de combustible tipo GNF2
LA4	Grupo 4 de ensambles de combustible tipo GNF2
WAT	Celda de agua de proporciones idénticas a las de los ensambles GNF2
S	Desviación estándar
k_{eff}	Factor efectivo de multiplicación de neutrones
ρ	Unidad de reactividad (10 ⁻⁵)
Gd ₂ O ₃	Fórmula química de la gadolinia
cpd	Comando de Serpent para calcular la distribución de potencia
K	Grados Kelvin
LWR	Light Water Reactor
BOC	Beginning Of Cycle
T_{amb}	Temperatura ambiente
ρ	Reactividad
α_D	Coefficiente de reactividad por temperatura del combustible, efecto Doppler

EOC	End Of Cycle
ν	Fracción de vacíos en el refrigerante
d	Tasa de descuento
$C(i)$	Gasto directo de la etapa i^{th} del ciclo de combustible
i^{th}	Número de etapa del ciclo de combustible
\$	Dólares
$T(i)$	Tiempo de adelanto o retraso de los gastos de la i^{th} etapa
j	Ciclo de irradiación
$E(j)$	Electricidad generada por el lote de combustible durante el ciclo j
$T(j)$	Tiempo de retraso de los ingresos de la electricidad generada
M_P	Cantidad de Uranio enriquecido producido a la fracción x_P
x_P	Fracción en peso del uranio enriquecido producido (P)
M_F	Cantidad de Uranio alimentado a la fracción x_F
x_F	Fracción en peso del uranio alimentado (F)
M_T	Cantidad de Uranio empobrecido (colas) a la fracción x_T
x_T	Fracción en peso del uranio empobrecido (T)
SWU	Separative Work Units
$V(x)$	Función de valor
ln	Logaritmo natural
U_{nat}	Uranio natural
U_3O_8	Octaóxido de triuranio (compuesto de uranio <i>yellow cake</i>)
UF_6	Hexafluoruro de uranio
SNF	Spent Nuclear Fuel
NU	Natural Uranium
LEU	Low Enrichment Uranium
DU	Depleted Uranium
mil\$/kg	Milésimas de dólar por kilogramo

Introducción

El 12 de diciembre de 2015, en la Conferencia de las Naciones Unidas sobre el Cambio Climático (COP21), los líderes mundiales celebraron la aprobación del Acuerdo de París, reconociendo que el cambio climático es un problema de toda la humanidad. El Acuerdo de París tiene por objetivo reforzar la respuesta mundial a la amenaza del cambio climático en el contexto del desarrollo sostenible y, para ello, se deberá mantener un aumento de la temperatura media mundial muy por debajo de 2°C con respecto a los niveles preindustriales, y proseguir los esfuerzos para limitar ese aumento de la temperatura a 1.5°C con respecto a los niveles preindustriales, reconociendo que ello reduciría considerablemente los riesgos y los efectos del cambio climático (ONU, 2023).

El uso de energías renovables, tales como energía solar y eólica, son viables para contribuir con las ambiciones del Acuerdo de París. Sin embargo, el uso de la energía nuclear tiene la capacidad de proveer energía eléctrica continua, estable, y confiable a países en vías de desarrollo, así como de contribuir a aumentar sus estándares de vida. En conjunto con la energía hidroeléctrica, la energía nuclear es la única fuente de energía, baja en emisiones de gases de efecto invernadero, capaz de reemplazar la energía proveniente de combustibles fósiles con un flujo constante, como carga base (IAEA, 2020).

En septiembre de 2019 se llevó cabo la Conferencia Internacional sobre el Cambio Climático y Energía Nuclear (del inglés, *International Conference on Climate Change and the Role of Nuclear Power*), donde se reveló que una cantidad sustancial de Estados Miembros están considerando los reactores modulares pequeños (SMR, por sus siglas en inglés) como una opción potencial para contribuir en la mitigación del cambio climático. Los SMR son una nueva generación de reactores nucleares diseñados para generar un máximo de 300 MWe, cuyos componentes y sistemas pueden ser construidos directamente en la fábrica matriz del proveedor del reactor, para después ser

transportados como módulos al sitio donde serán instalados (IAEA, 2020). Los SMRs adoptan sistemas de seguridad pasivos, y se puede instalar desde un solo módulo hasta tantos como se necesiten para satisfacer completa, o parcialmente, la demanda eléctrica de la región.

De todas las fuentes de energía eléctrica bajas en carbono, una de las pocas, si no es que la única, capaz de generar tanto electricidad, como calor de proceso e hidrógeno, es la energía nuclear (IAEA, 2021). Por otro lado, es importante tomar en cuenta que, para lograr la verdadera sostenibilidad a largo plazo aplicada a la energía nuclear, se necesitan abarcar varios aspectos fundamentales como: usar de forma óptima y reciclar los recursos utilizables para el combustible; limitar la acumulación de residuos radiactivos de vida larga y alta actividad; conservar o mejorar la seguridad; mantener costos competitivos y conseguir la aceptación pública. En los reactores nucleares actuales, más del 98.5% del uranio extraído de las minas no produce electricidad, sino que acaba convertido en residuos radiactivos y, aunque dicha aproximación es simple y económicamente muy competitiva, no se puede mantener durante muchas décadas (González Romero, 2012).

La solución para incrementar la sostenibilidad que se ha propuesto es utilizar los combustibles usados en reactores de espectro neutrónico rápido, lo que permitiría convertir la mayoría de dichos residuos en nuevo combustible nuclear, de manera que se mejora el aprovechamiento de todos los materiales disponibles para ser usados como combustibles, incluyendo el uranio y plutonio contenidos en los combustibles usados, y el uranio empobrecido en el proceso de enriquecimiento. Sin embargo, el riesgo de esta solución consta en conseguir estas ventajas manteniendo, o mejorando, el nivel de seguridad de los sistemas nucleares, así como el costo de generación de electricidad (González Romero, 2012).

Tomando en cuenta lo dicho anteriormente, la *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform* (SNETP) propone un camino hacia la sostenibilidad basado en tres pilares que permitan conseguir una solución óptima para cada momento (European Commission, 2007):

1. Reactores de espectro térmicos (moderados preferiblemente por agua) mientras el uranio enriquecido siga siendo abundante y barato, utilizando las centrales nucleares actuales mientras sean seguras, e instalando después reactores de Generación III+.
2. Reactores rápidos de Generación IV cuando no se pueda garantizar uranio enriquecido barato para toda la vida de una central nueva, aprovechando todo el uranio y plutonio y minimizando los residuos propios del pilar anterior.
3. Diseños de reactores optimizados para otros usos de la energía nuclear (calor de proceso, desalinización, etc.), con especial atención a la sustitución de la combustión en industrias con elevada generación de CO₂.

Las generaciones de reactores se clasifican básicamente por su evolución tecnológica. Los primeros desarrollos de prototipos de diseños de reactores se conocen como la Generación I, ocurrida entre 1950 y 1960. El despliegue de plantas nucleares comerciales de gran capacidad eléctrica son los reactores de Generación II, ocurrida entre 1970 y 1980. La Generación III de reactores nucleares son los desarrollados en la década de 1990, los cuales presentan una serie de mejoras en sus diseños basándose en la experiencia de las generaciones anteriores. Existen reactores de Generación III+, éstos fueron desarrollados recientemente y cuentan con características avanzadas, tales como sistemas de seguridad pasivos (Fernández de la Garza, 2009). Por último, la Generación IV de reactores fue iniciada en 2001, es un esfuerzo internacional comenzado por el Departamento de Energía de Estado Unidos (DOE), con la participación de 13 miembros y con el objetivo de desarrollar sistemas de energía nuclear que puedan ser licenciados, construidos, y operados de tal manera que proporcionen energía confiable a un precio

competitivo, mientras cumplan satisfactoriamente con los requisitos de seguridad nuclear, reutilización de desechos nucleares, no proliferación, y mejoren la percepción pública de la energía nuclear (Kok, 2009).

Los SMR, bien de Generación III/III+, y Generación IV, empatan perfectamente con los primeros dos pilares establecidos por la SNETP, mientras que el tercer pilar se satisface con los diseños de los SMRs porque ellos pueden proveer calor para uso residencial o para procesos industriales, también pueden ser utilizados para desalinizar el agua de mar, y para producir hidrógeno. Además, el suministro de calor de proceso que pueden brindar ciertos diseños de SMRs mediante cogeneración, resulta en una mejora significativa de la eficiencia térmica lo que, a su vez, lleva a una mejora en el tiempo de retorno de la inversión (OIEA, 2023).

Objetivo general

Realizar los análisis de gestión de combustible dentro del núcleo de un reactor BWRX-300 operando en un ciclo de equilibrio de 24 meses.

Objetivos específicos

1. Determinar la fracción y el enriquecimiento promedio del lote de recarga de combustible.
2. Diseñar neutrónicamente el ensamble de combustible.
3. Modelar el núcleo del reactor con el código Serpent.
4. Diseñar el patrón de recarga de combustible para el ciclo de equilibrio de 24 meses.
5. Estimar la gadolinia requerida para reducir el exceso de reactividad al inicio del ciclo de operación.
6. Determinar el cumplimiento del criterio del margen de apagado, y de los coeficientes de reactividad de la temperatura del combustible y de la fracción de vacíos.

7. Estimar el costo nivelado del ciclo de combustible nuclear, considerando un ciclo abierto.

Estructura de la tesis

En esta tesis, el Capítulo 1 está dedicado a la descripción de los SMRs, su definición, sus líneas de diseño y características principales. En el Capítulo 2 se presenta el BWRX-300, abordando sus principales especificaciones técnicas, sus innovaciones respecto a generaciones anteriores de reactores de agua en ebullición (BWR, por sus siglas en inglés) y, por último, describiremos brevemente el diseño de su núcleo, así como el combustible que utiliza. El Capítulo 3 describe los pasos seguidos para generar el modelo del núcleo del reactor, las herramientas utilizadas para la simulación de sus ciclos de transición, de equilibrio, y la estrategia propuesta de quemado. En el Capítulo 4 se exponen los resultados obtenidos mediante las simulaciones y cálculos básicos de administración de combustible para el núcleo del reactor, se revela el enriquecimiento promedio del lote de recarga de combustible, el tamaño del lote de recarga, es decir, la fracción del total de ensamblajes del núcleo correspondiente al lote de recarga y la fracción del lote de recarga capaces de brindar un periodo de operación entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor funcionará a plena carga, cumpliendo con el criterio del margen de apagado, se determina la concentración de gadolinia necesaria en el combustible para reducir el exceso de reactividad al inicio del ciclo y, con los datos generados por las simulaciones, se calculan los coeficientes de reactividad por temperatura del combustible y por vacíos del moderador; adicionalmente, se obtiene el costo nivelado del ciclo de combustible nuclear (LNFCC, por sus siglas en inglés) para un ciclo abierto. Por último, se proporcionan las conclusiones.

Capítulo I

Reactores Modulares Pequeños

El término *reactor modular pequeño* está reservado para cierto tipo de reactores nucleares. Esto es así porque cada una de las palabras que conforman el término se refiere a una de las características esenciales de los SMRs: *reactor*, que utiliza fisión nuclear para generar calor que puede ser usado directamente, o para generar electricidad; *modular*, diseñado para manufactura modular, producidos en fábrica, portables y de instalación escalable; *pequeño*, que tanto en términos de potencia, como de tamaño físico, son más pequeños que los reactores nucleares convencionales; los SMRs comprenden potencias en el rango de 10 a 300 MWe (NEA, 2023).

Los SMRs adoptan sistemas de seguridad pasivos, en algunos diseños incluso se consideran características de seguridad inherente que se incluyen, ya sea en una planta con un solo módulo, o en una con múltiples módulos. Los SMRs que se están desarrollando incluyen todas las principales líneas de diseño de reactores (IAEA, 2020):

- Reactores enfriados por agua con espectro de neutrones térmicos.
- Reactores de alta temperatura enfriados por gas con espectro de neutrones térmicos.
- Reactores enfriados por metal líquido (sodio y plomo, principalmente) con espectro de neutrones rápidos.
- Reactores enfriados por gas con espectro de neutrones rápidos
- Reactores enfriados por sales fundidas con espectro de neutrones térmicos o rápidos.
- Microreactores

Esta variedad de diseños hace a los SMRs adaptables a un amplio rango de necesidades, ya sean de generación eléctrica para remplazar una antigua planta que use combustibles fósiles, o una gama más amplia de aplicaciones, como producción de hidrógeno, desalinización de agua de mar y generación de calor industrial.

La modularidad de estos reactores hace posible una mejora en la productividad, ya que al mismo tiempo en el que se están haciendo las labores de construcción en el sitio donde se colocará la planta, el SMR se construye en la fábrica del proveedor y después es trasladado. Existe la posibilidad de comenzar con un módulo único y, en el futuro escalar la potencia añadiendo más módulos.

1.1. Evolución de los SMRs

El inicio de los reactores nucleares de potencia comerciales (Generación I) fue, de hecho, con reactores pequeños refrigerados por agua ligera. Un ejemplo claro es la central nuclear *Shippingport*, diseñada por Westinghouse y operada por el *Bettis Naval Atomic Power Laboratory*, que inició su operación en 1958 y tenía una capacidad eléctrica de 60 MWe. En la misma época, el ejército de Estados Unidos desarrolló ocho reactores militares para aplicaciones terrestres, el primero de ellos comenzó su operación en 1957, y sus rangos de potencia se encontraban entre 1.75 y 10 MWe, cada uno de estos reactores incluían tecnología para generar calor de proceso y/o desalinización de agua, además de generar energía eléctrica. Rusia también diseñó reactores pequeños para energizar estaciones militares remotas, la primera de estas plantas se completó en 1961 y tenía una capacidad de 2 MWe, además, tenía la ventaja de ser una planta móvil. Después, en la década de 1980, su diseño se modificó para entregar 630 kW, con la ventaja de facilitar su despliegue de un lugar a otro. Desde finales de los 40, países como Japón, Rusia, Alemania, Estados Unidos, entre otros, exploraron el uso de reactores nucleares pequeños, en el rango de los 36 a 135 MWt, como medio de propulsión para cargueros y

rompehielos y, de hecho, hasta la fecha Rusia ha construido y operado nueve rompehielos con propulsión nuclear, el primero de ellos construido en 1959.

Las experiencias recolectadas con los reactores antes mencionados (Generación I) y la comparación con plantas de Generación II y III/III+, con una potencia media de 1000 MWe (Bayol, 2022), han encaminado el interés general al diseño de reactores de dimensiones y potencia reducidas, con la posibilidad de escalar su capacidad. Actualmente, existen cerca de 80 diseños de SMR propuestos en todo el mundo, reflejando el entusiasmo en el potencial de estos reactores y su amplio espectro de posibilidades tecnológicas (IAEA, 2021). Algunos diseños en actual desarrollo se enlistan en la Tabla I.I.

Tabla I.I. Diseños actuales de SMR en desarrollo (Ingersoll, Handbook of Small Modular Nuclear Reactors, 2021).

Diseño del reactor	Capacidad [MWe]	País	Fabricante
<i>Reactor de agua a presión (PWR, por sus siglas en inglés)</i>			
NuScale	60	Estados Unidos	NuScale Power/Fluor
<i>Reactor de agua en ebullición (BWR)</i>			
BWRX-300	300	Estados Unidos	GE/Hitachi
<i>Reactor enfriado por gas</i>			
EM ²	265	Estados Unidos	General Atomics
<i>Reactor enfriado por sodio</i>			
4S	10/50	Japón	Toshiba
<i>Reactor enfriado por plomo</i>			
SVBR-100	100	Rusia	JSC EDB
<i>Reactor enfriado por sales fundidas</i>			
LFTR	250	Estados Unidos	Flibe Energy, Inc.

I.2. Ventajas potenciales de los SMRs

En comparación con los reactores nucleares de gran capacidad, los SMRs tienen algunas ventajas claras como, por ejemplo: seguridad, flexibilidad, y la posibilidad de implementar soluciones probadas en el manejo del combustible gastado, mismas que se describen brevemente a continuación.

I.2.1. Seguridad de los SMRs

Los diseños de los SMRs se llevan a cabo con base en las lecciones aprendidas durante 60 años de experiencia en el sector nuclear. Aunque los sistemas de seguridad pasivos no son exclusivos de los SMRs, estos reactores tienen la característica de que su potencia térmica *pequeña* permite la amplia introducción de sistemas de seguridad pasivos basados en el fenómeno de circulación natural, para el enfriamiento del núcleo del reactor y la contención (IAEA-TECDOC-2010, 2022). El hecho de basar los diseños de SMRs en sistemas de seguridad pasivos permite una disminución en la frecuencia potencial de fallas por errores humanos, puesto que las intervenciones para activar sistemas de seguridad se reducen drásticamente gracias a los sistemas que se activarán automáticamente y, aunque aún será necesaria la intervención de un operador durante una condición de falla, el tiempo de respuesta para éste es más extenso que cuando se opera una planta con sistemas de seguridad activos.

Al diseñar un reactor de tamaño reducido, los fabricantes desvelaron que el hecho de tener menos calor de decaimiento por remover abre las puertas a soluciones que no son viables de desarrollar en reactores de mayor potencia, tales como: eliminar tantas características, como sea posible, que tengan el potencial de iniciar un accidente grave; reducir la probabilidad de iniciar un accidente en las características que no pueden ser eliminadas y diseñar sistemas pasivos con la capacidad de mitigar sustancialmente las

consecuencias de los accidentes (Ingersoll, *Small Modular Reactors, Nuclear Power Fad or Future?*, 2016).

De tal manera que el diseño compacto de los SMRs ofrece oportunidades únicas de diseño por sus niveles bajos de calor de decaimiento, y su reducida generación de radionúclidos (que no pueden ser abordadas de la misma forma en reactores convencionales), desarrollando una singular sinergia entre los sistemas de seguridad y protección. Sin embargo, el camino para diseñar reactores modulares pequeños no está surcado únicamente por facilidades, sino que también presenta retos importantes para los fabricantes que abordaremos más adelante.

I.2.2. Flexibilidad de los SMRs

El *Clean Energy Ministerial*, a través de su iniciativa *NICE Future*, define la flexibilidad nuclear como “la capacidad de generación de energía nuclear para proporcionar, de forma económica, servicios energéticos en el momento y lugar en el que los usuarios finales lo necesitan. Estos servicios energéticos pueden incluir aplicaciones eléctricas y no eléctricas, utilizando plantas nucleares tradicionales y avanzadas, y sus sistemas integrados”.

Las características *pequeño y modular*, insertadas en el propio nombre, hacen de los SMRs reactores con una amplia flexibilidad para adaptarse en diversas aplicaciones más allá de las tradicionales.

El tamaño de los SMRs los adapta perfectamente para solucionar necesidades de potencia eléctrica en locaciones remotas. Un claro ejemplo de ello es el pueblo de Galena, en Alaska, cuyos mandatarios empezaron a tener pláticas con Toshiba, en el 2011, para llegar a un acuerdo en el cual se reemplazaría el generador diésel que alimenta la ciudad

con un *Super Safe Small and Simple Reactor* (4S), que es un SMR. La elección de este diseño en particular atiende a que el reactor 4S es capaz de proveer energía durante 30 años antes de la primera recarga de combustible, mientras que el generador diésel debía ser recargado durante un mes del año, con un alto costo por la compra y transporte del combustible. Desafortunadamente, el proyecto fue cancelado debido a que el pico más alto de demanda eléctrica en la ciudad de Galena es de únicamente 2 MWe, mientras que el reactor 4S genera 10 MWe.

En lo correspondiente a la gestión de las redes interconectadas de transmisión y distribución de energía eléctrica, hay una ventaja sustancial que ofrecen los SMRs, existe una *regla de dedo* que sugiere, para una operación fiable, ninguna de las fuentes de generación de energía eléctrica debe superar el 10% de la capacidad total de la red (Ingersoll, Small Modular Reactors, Nuclear Power Fad or Future?, 2016). Las redes interconectadas de cualquier país o región deben ser diseñadas con un *exceso de capacidad* para que, en caso de la pérdida de alguna fuente de generación, la demanda siga siendo abastecida sin interrupción, la salida de potencia de los SMRs hace que este exceso de potencia sea administrable más fácilmente. Por otro lado, una vez que un SMR esté aportando a la generación de electricidad en una red interconectada, éste podrá desempeñar un *seguimiento de carga* (por la naturaleza de su ciclo térmico), es decir, la potencia que aporte el SMR a la red podrá ser ajustada por el operador, haciéndolo una opción atractiva para países que consideren el despliegue de sistemas de generación híbridos, combinando los SMRs con tecnologías de generación intermitentes, como eólica y/o solar.

Otro punto destacable de los SMRs, en cuanto a la flexibilidad, es que la fecha de recarga de combustible de los diferentes módulos puede ser programada, de manera que no se recarguen todos los módulos al mismo tiempo y no se saque toda la potencia que éstos aportan, a la red de transmisión y distribución, en el mismo momento.

En cuanto a requerimientos no eléctricos, los SMRs le llevan una ventaja interesante a las plantas convencionales. En 2008, el *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL) llevó a cabo un estudio en el que concluyó que una planta nuclear de 100 MWt de capacidad es suficiente para proveer todo el calor de proceso que una biorrefinería necesita. Un estudio publicado por la *European Commission's Joint Research Institute*, arroja que el promedio de la demanda térmica, de la mayoría de los procesos industriales, está en el rango de 100 – 400 MWt. La generación de potencia térmica de los SMRs se adapta perfectamente a los rangos que arrojan estos estudios y esto, aunado al tamaño de estos reactores y su característica modular, hacen a estas plantas una excelente opción para este propósito. En el caso de la desalinización del agua, esta característica de los SMRs, es una opción cuya usabilidad se determina principalmente por las características de la fuente de donde se obtendrá el agua que, tentativamente, sería desalinizada y las necesidades de agua en la región. Por último, la producción de hidrógeno, por medios nucleares, ha sido explorada por varias décadas y, varios de los diseños actualmente en desarrollo consideran esta característica, lo que mejora el retorno de inversión de un SMR si se combina la generación eléctrica con el uso del calor nuclear para producir hidrógeno.

I.2.3. Manejo del combustible nuclear gastado

El sector nuclear está implementando soluciones probadas para manejar el combustible nuclear gastado y los residuos nucleares. Las líneas de diseño de SMRs se están generando con el afán de incentivar un ciclo de combustible cerrado, alentando el diseño de desarrollo de reactores de espectro neutrónico rápido, que puedan aprovechar el combustible gastado de reactores de espectro térmico. Sin contar con que, de nuevo, el tamaño de estos reactores invita a la potencial reducción de la generación de desechos de alto nivel.

I.3. Desafíos para el despliegue de los SMRs

A pesar de que los diseñadores pueden echar mano de la experiencia recogida durante las décadas de uso de la energía nuclear, el diseño de un reactor modular pequeño presenta numerosos desafíos, entre ellos se pueden prever: los riesgos financieros de implementar un proyecto nuclear; la demostración de las potenciales ventajas de un SMR, tomando en cuenta que estos reactores son *first-of-a-kind* (FOAK); diseñar la cadena de suministros y la percepción pública.

I.3.1. Riesgos financieros de implementar un proyecto nuclear

El riesgo financiero percibido por el inversionista se puede dividir en tres factores clave (Ingersoll, Handbook of Small Modular Nuclear Reactors, 2021):

1. Los requisitos para licenciamiento exigidos por la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC), que podrían potencialmente afectar el capital necesario para desplegar y operar los SMRs, en lo que se refiere al personal de la central, los requisitos de seguridad, las cuotas de aseguramiento y licenciamiento, y los fondos para el desmantelamiento.
2. La validez de la curva de aprendizaje prevista para reducir los costos de capital mediante la construcción de los elementos del reactor en la fábrica del proveedor del reactor.
3. Las típicas preocupaciones de la construcción de un proyecto nuclear, entre ellas: retrasos en el itinerario de construcción y la tardía explotación comercial de la planta debido a demoras relacionadas con la reglamentación; sobrecostos de construcción debidos a la inexperiencia del constructor, y las mejoras de diseño obligatorias imprevistas, como las derivadas después del accidente de Fukushima,

y la pérdida de inversiones debido al aumento de los costos de operación y mantenimiento, o por accidente grave del reactor.

Los fabricantes son optimistas de que sus diseños serán aceptados eventualmente por los organismos reguladores correspondientes, el motivo de su optimismo no se basa en mera especulación, sino en la revisión y aprobación, por la NRC, de varios diseños de reactores avanzados de agua ligera (Generación III+). Sin embargo, la aprobación de la NRC para reactores enfriados por helio, sodio, plomo-bismuto, o sales fundidas representa un reto más difícil, puesto que el personal de la NRC carece de familiaridad con este tipo de reactores. Para solucionar esto, se han hecho recomendaciones para usar una tecnología neutral (como el reconocimiento, por parte del organismo regulador, de las características de seguridad inherente incorporadas en el diseño del SMR en cuestión) para el licenciamiento de este tipo de reactores y, aunque este protocolo ya se está realizando, está avanzando lentamente.

I.3.2. Demostración de las potenciales desventajas de un SMR FOAK

Como resultado de su naturaleza innovativa, los SMRs tienen la posibilidad de introducir componentes que no necesariamente estén incluidos en las plantas nucleares convencionales. Algunos diseños de SMRs introducen componentes no tradicionales como: generadores de vapor de serpentín helicoidal; mecanismos internos de accionamiento de las barras de control (CRDM); entre otros. Estos nuevos componentes cuentan con poca, o nula, experiencia operacional. De manera que los futuros proyectos de los SMRs deberán contar con un diseño detallado completo antes de que siquiera se comience la construcción de la planta. Además, será importante utilizar prácticas de contratación colaborativas para alinear los intereses de las partes interesadas (NEA, 2021).

I.3.3. Cadena de suministro

La cadena de suministro será un factor clave en los SMRs, como lo es en las plantas nucleares convencionales. Acciones como la colaboración internacional para aumentar la armonización de códigos y estándares, aumentará la oportunidad de desplegar estos reactores, así como el número de proveedores interesados, resultando en una cadena de suministros más competitiva, además de reducir los costos.

Para el caso del combustible, los fabricantes han sugerido el uso de *high-assay low-enriched uranium* (HALEU) en sus diseños, cuyo enriquecimiento varía del 5 – 19% de enriquecimiento en peso. El uso del HALEU en la cadena global de suministro de combustible nuclear necesita una evaluación más detallada. No obstante, los diseños que consideran el uso de combustible *mixed oxide* (MOX) pueden ser un atributo interesante para los países que persiguen un ciclo de combustible cerrado.

Resulta necesaria la colaboración de organizaciones dedicadas a la investigación nuclear y universidades, como una estrategia que debe ser implementada para entrenar mano de obra calificada, así como estructuras de *research & development* (R&D), desarrollando así una cadena de suministros capaz de apresurar el despliegue comercial de los SMRs.

I.3.4. Percepción pública

La oposición pública a la energía nuclear ha sido influenciada por los posibles daños que desencadenaría un accidente nuclear, a pesar de su baja probabilidad. Un estudio de la Universidad de Chicago describe que el público en general es temeroso de las consecuencias de un accidente nuclear, sin importar lo baja que sea la posibilidad de que eso ocurra (Sunstein, 2001). En respuesta a esta tendencia, el estudio de la Universidad

de Chicago propone educar al público en general acerca de los posibles riesgos y beneficios de la actividad nuclear, y concientizar al público respecto a la naturaleza del uso de la energía nuclear y exponer claramente el bajo nivel de la probabilidad de que ocurra un accidente con consecuencias peligrosas. Será fundamental para los países que consideren el despliegue de los SMRs determinar qué esfuerzos realizar respecto a la percepción pública, puesto que las estrategias utilizadas para las plantas convencionales podrían no dar un resultado favorable.

Si bien es cierto que los retos aquí presentados pudieran presumir un riesgo inaceptable para la implementación extensiva de SMRs en el mundo, los retos fueron detectados desde la concepción de estos reactores y, actualmente, ya hay un SMR funcionando (KLT40S que inició su operación comercial en mayo del 2020) y dos más en etapa avanzada de construcción (CAREM, Argentina y HTR-PM, China), estos reactores recopilarán información invaluable concerniente a la resolución de los retos arraigados a esta tecnología, y las lecciones que dejen estos SMRs serán consideradas para su despliegue comercial.

I.4. Economía de los SMRs

Las tecnologías energéticas actuales deben ser más flexibles, resilientes, seguras, y consistentes con la tendencia de descarbonización del sector energético, es por ello que los países están cambiando su manera de ver la generación de energía con medios nucleares. Desde hace algunos años ha existido un esfuerzo centrado en incrementar el rendimiento económico de cada instalación nuclear, maximizando los ingresos generados por cada central en relación con la inversión de capital realizado.

A grandes rasgos, la mejora del rendimiento económico se clasifica en tres áreas principales: diseño, fabricación y funcionamiento. El cambio económico en cada una de

las áreas antes mencionadas puede observarse en los cambios repentinos del costo de capital, expresados en \$/kW. Sin embargo, la industria nuclear no es la única que busca maximizar su situación económica a través de la mejora del desempeño de las unidades generadoras. En cambio, es interesante analizar que para cada opción de generación de energía existen límites económicos, en los que el aumento de la capacidad no supone un menor costo de operación. Por citar un ejemplo, el aprovechamiento del carbón como combustible para la generación de energía llegó al punto recién mencionado a principios de los años setenta (Ingersoll, Handbook of Small Modular Nuclear Reactors, 2021).

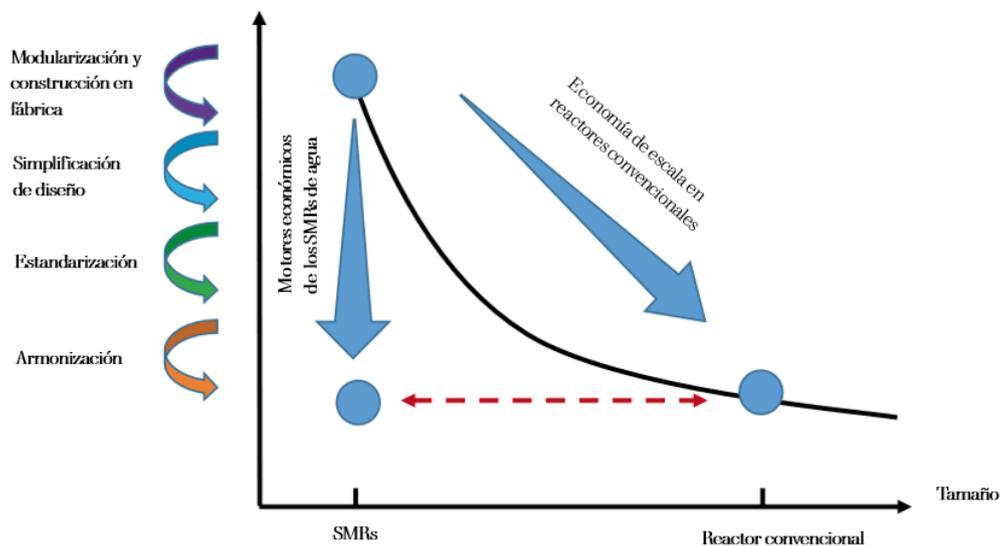


Figura I.1. Motores económicos de los SMR que compensan su desventaja económica con las plantas nucleares convencionales. Adaptado de NEA, 2023.

Si consideramos la economía de escala, históricamente ésta siempre ha dirigido al sector nuclear a aumentar el tamaño de los reactores. No obstante, los SMRs pretenden seguir un planteamiento distinto con base en el concepto de las economías múltiples (o construcción en serie), con la simplificación del diseño, la normalización, la modularización, y la fabricación de los componentes en la planta del fabricante se pretende sustentar este enfoque económico, como se ilustra en la Figura I.1.

Utilizando la estimación *levelized cost of energy* (LCOE) los inversionistas pueden comparar las tecnologías de producción de energía. De hecho, SMRs como el BWRX-300 están diseñados específicamente para competir en costos de operación contra plantas que utilizan gas natural como combustible. Un estudio realizado en 2019 por Geoffrey A. Black, de la *Boise State University*, señala que los SMRs tienen un costo por MWe comparable con el de las plantas nucleares convencionales de gran capacidad (Black, 2019).

Capítulo II

El reactor BWRX-300

El BWRX-300 es un SMR de 300 MWe enfriado por agua ligera, su diseño se basa en sistemas de seguridad pasivos que emplean fenómenos de circulación natural para su operación. Este reactor es un diseño realizado en conjunto por *GE Hitachi Nuclear Energy* (GEH), en Estados Unidos y *Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.* (HGNE), en Japón (GE Hitachi, 2019). Es la décima generación de reactores de agua en ebullición. El BWRX-300 es una evolución del reactor *Economic Simplified Boiling Water Reactor* (ESBWR), cuyo diseño logró obtener la certificación de la NRC, en 2014. Además, en 2015 el ESBWR obtuvo una licencia combinada (COL, por sus siglas en inglés) emitida por la NRC, que incluye las licencias de construcción y operación de una planta de energía nuclear en un sitio específico, siguiendo las leyes y regulaciones correspondientes (U.S.NRC, 2023). Es un reactor diseñado para proporcionar energía limpia, flexible, y económicamente capaz de competir con plantas tradicionales que usan gas natural como combustible. Este reactor se ha concebido para poder realizar *seguimiento de carga* en un rango del 50 al 100% de su capacidad nominal (GE Nuclear Energy, 2019). Es un reactor de generación III+ y sus principales características se muestran en la Tabla II.1.

Tabla II.1. Características principales del reactor BWRX-300 (GE Nuclear Energy, 2019).

Parámetro	
Potencia [MWt/MWe]	870/300
Refrigerante	H ₂ O
Presión del refrigerante [MPa]	7.2
Temperatura de entrada al núcleo [°C]	270
Temperatura de salida del núcleo [°C]	287
Material combustible	UO ₂
Encamisado del combustible	Zircaloy-2
Material de la vasija a presión del reactor	SA508

II.1. Consideraciones de construcción y operación

El área necesaria para poder construir una planta nuclear que cuente con un BWRX-300 es de únicamente 8,400 m², sin considerar el área de exclusión (GE Nuclear Energy, 2019). Esta área, ilustrada mediante la Figura II.1 incluye el edificio del reactor, la subestación, la torre de enfriamiento, el edificio de oficinas, un estacionamiento, almacén y otras instalaciones auxiliares.

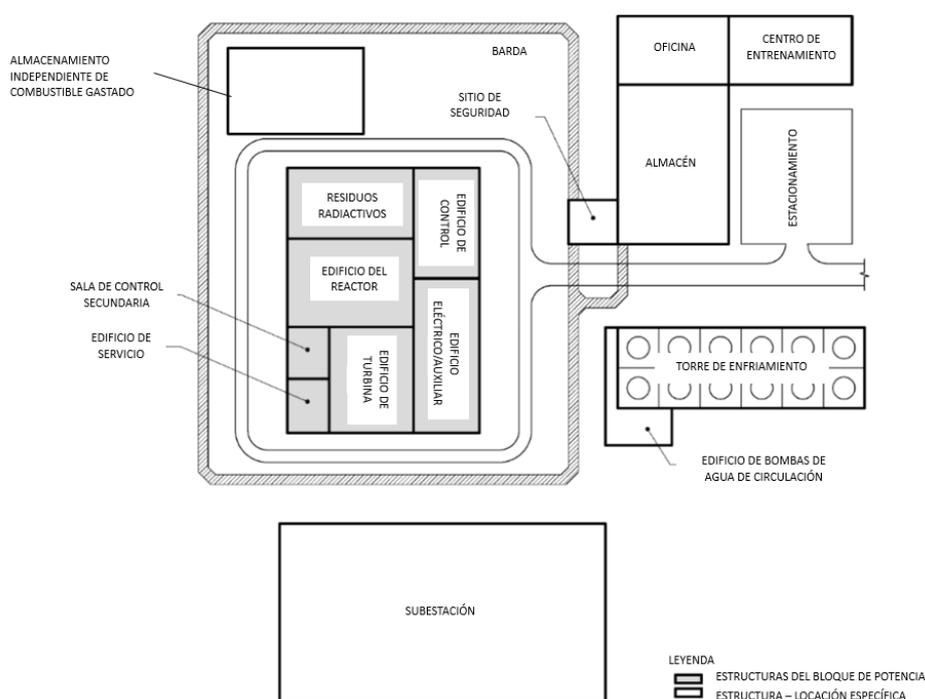


Figura II.1. Plano de emplazamiento de una planta con un reactor BWRX-300.
Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.

II.1.1. Edificio del reactor

La Figura II.2 muestra un corte transversal del edificio del reactor, una parte de este edificio se construirá por debajo del nivel del suelo para resguardar la vasija de contención primaria (PCV, por sus siglas en inglés) y ésta, a su vez, alojará la vasija a presión del

reactor (RPV, por sus siglas en inglés). Una piscina cilíndrica (dividida en cuatro secciones) se construye por encima de la PCV y cada sección de piscina dispone de un sistema de condensadores de aislamiento (ICSs, por sus siglas en inglés), dando un total de cuatro ICSs que tienen la finalidad de garantizar la operación de los sistemas de enfriamiento de emergencia (Pomogaev, 2022). La piscina de combustible gastado está situada a nivel del suelo en el edificio del reactor y tiene únicamente capacidad para almacenar 8 años de combustible gastado, además de una descarga completa del combustible del núcleo (GE Nuclear Energy, 2019).

La plantilla habitual, durante la operación normal del reactor, es de 75 personas para cada uno de los turnos. Se tiene estimado un tiempo de parada para realizar recargas anuales de combustible de 10 a 20 días de duración, este tiempo de parada también se aprovecharía para darle mantenimiento al equipo mecánico clave. GEH también llevaría a cabo la demolición y desmantelamiento (D&D) y pretende incorporar en el diseño del BWRX-300 prácticas que tengan en cuenta el costo que este proceso generaría (GE Nuclear Energy, 2019).

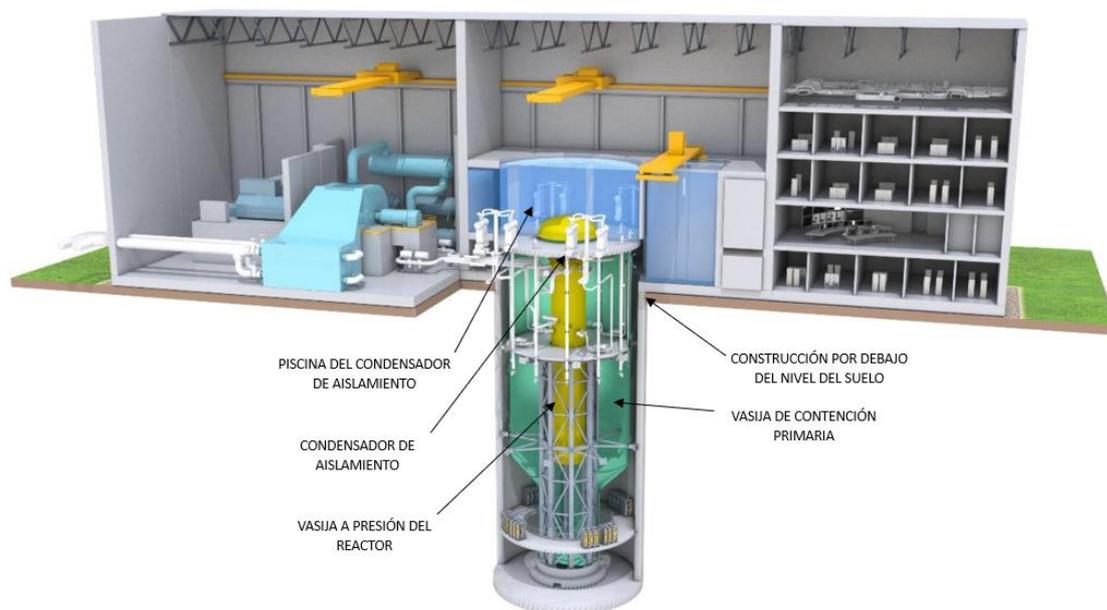


Figura II.2. Vista transversal del edificio del reactor BWRX-300. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.

II.1.2. Subestación de interconexión a la red

La subestación de potencia que transmitirá la potencia generada por el BWRX-300 a la red interconectada está diseñada con requerimientos técnicos tradicionales. De hecho, sólo requiere una línea de transmisión de entrada/salida capaz de gestionar la potencia de 300 MWe/355 MVA. Dependiendo de la frecuencia a la que funcione nominalmente la red interconectada, el BWRX-300 tiene variaciones de 50 Hz y 60 Hz.

Internamente, la subestación debe ser diseñada de manera que la falla de algún interruptor, o de alguna barra de potencia no provoque un rechazo de carga, o una pérdida en la transmisión de potencia al interior de la planta. En caso de una pérdida completa de suministro de corriente alterna a los equipos esenciales y de servicios de la central (*Station Blackout: SBO*), la subestación deberá contar con fuentes ininterrumpibles de potencia (UPSs, por sus siglas en inglés) redundantes, con bancos de baterías y cargadores, que garantizarán el continuo funcionamiento de la subestación. También, deben considerarse plantas de emergencia (generadores diésel), capaces de energizar los cargadores de los bancos de baterías de los UPSs, de manera que se garantice, en caso de emergencia, un suministro de potencia constante a los sistemas esenciales de la subestación. Es imprescindible que las plantas de emergencia, los UPSs con sus bancos de baterías, y sus relevadores de protección se resguarden en un recinto físicamente seguro y protegido (GE Nuclear Energy, 2019).

La subestación de potencia y sus instrumentos deberán contar con un sistema de instrumentación y control (I&C, por sus siglas en inglés) remoto.

II.2. Circuito primario del reactor

Los componentes del circuito primario del BWRX-300 incluyen la RPV, el mecanismo de accionamiento de las barras de control de movimiento fino (FMCRDs, por sus siglas en inglés), las barras de control, la *chimenea natural*, los separadores de vapor y el secador de vapor. A pesar de que el diseño de los componentes del circuito primario es, en esencia, igual al de los otros BWRs de GEH, es importante señalar que el tamaño de los componentes se ha escalado de una manera óptima para las necesidades del BWRX-300.

Las funciones principales del sistema de caldera nuclear son: suministrar vapor desde la RPV al sistema de vapor principal de la turbina; suministrar agua de alimentación desde el sistema de condensado y el sistema de agua de alimentación a la RPV; proporcionar flujo de circulación natural y refrigerante al combustible; proporcionar protección contra un exceso en la barrera de presión del refrigerante del reactor (RCPB, por sus siglas en inglés) y proporcionar la instrumentación necesaria para monitorear la presión dentro de la RPV, el flujo de vapor, el flujo neutrónico en el núcleo, el nivel del agua y la temperatura del metal.

II.2.1. Vasija a presión del reactor

La RPV de un BWRX-300, ilustrada en la Figura II.3 consiste en la vasija a presión, la cabeza removible, sus accesorios, soportes, aislamiento, y sus componentes internos.

La RPV está dotada internamente con instrumentación que permite monitorizar las condiciones dentro de la vasija y dicha instrumentación debe ser capaz de cubrir todos los rangos de potencia en los que el reactor puede operar. La RPV cuenta con componentes internos que sirven de guía para el FMCRD (GE Hitachi, 2019).

La RPV es una vasija de presión cilíndrica vertical. Su manufactura no es de una sola pieza, sino que se fabrica en secciones anulares roladas, soldadas entre sí con una cabeza superior removible mediante una brida, juntas y pernos. Estructuralmente la vasija tiene penetraciones, boquillas y soportes para los elementos internos. La RPV es relativamente alta (26 m), lo que permite la circulación natural del flujo de refrigerante inducida por fenómenos naturales (GE Nuclear Energy, 2019).

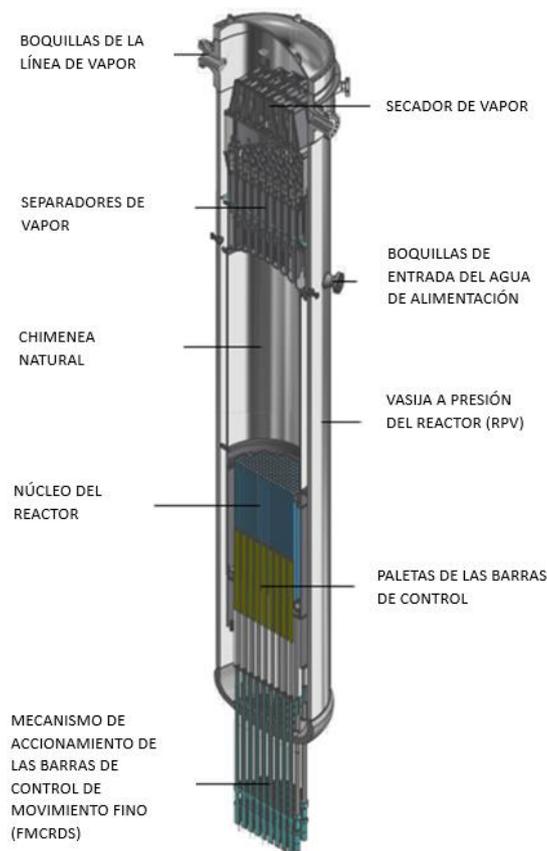


Figura II.3. Vasija a presión del reactor BWRX-300. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.

Una *chimenea natural*, generada entre la parte superior del núcleo del reactor hasta la entrada de los separadores de vapor, proporciona una longitud mayor de flujo interno en comparación con los diseños de BWR de circulación forzada.

Los principales componentes de la RPV son (GE Hitachi, 2019):

- Núcleo del reactor (incluyendo ensambles de combustible, barras de control e instrumentación)
- Estructuras de soporte y alineación del núcleo (cubierta, soporte de cubierta, guía superior, placa del núcleo, tubos de guía de las barras de control, cubierta del mecanismo accionador de las barras de control, y orificios de soporte del combustible)
- Chimenea
- Separadores de vapor
- Conjunto secador de vapor
- Inyectores de agua de alimentación
- Tubos guía del núcleo

De los elementos mencionados anteriormente, los ensambles de combustible (incluyendo las barras de combustible y los canales), las barras de control, el cabezal de la chimenea, los separadores de vapor, el conjunto secador de vapor, y la instrumentación interna son removibles cuando se abre la RPV para recargar combustible, o para darle mantenimiento preventivo.

A excepción del Zircaloy-2 que se utiliza como encamisado de las pastillas de combustible y en algunos elementos estructurales de los ensambles de combustible, los componentes internos en la RPV están diseñados con acero inoxidable, o aceros de alta aleación resistentes a la corrosión bajo tensión (*stress corrosion cracking*).

II.2.2. Núcleo y combustible

El diseño del núcleo del BWRX-300 está concebido con una configuración de 240 ensambles de combustible. Los ensambles de combustible son del tipo GNF2, como se puede ver en la Figura II.4. Este diseño está creado con la intención de brindar un mayor rendimiento y fiabilidad gracias a su menor resistencia hidráulica que estimula la circulación natural. Además, el GNF2 incluye un filtro de escombros (*debris*) de última generación que aumenta significativamente la posibilidad de detenerlos antes de que lleguen al ensamble de combustible (GNF Global Nuclear Fuel, 2016).

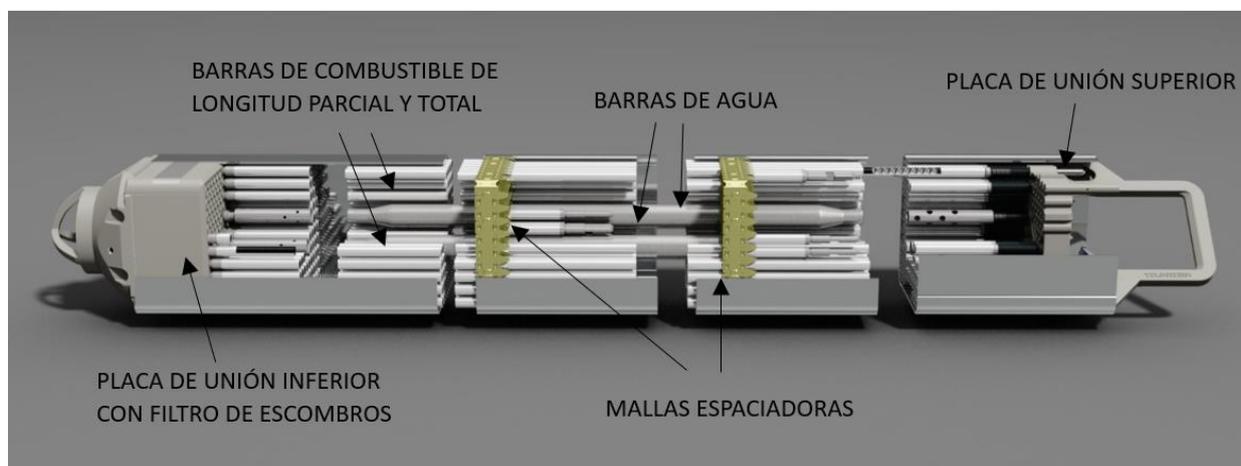


Figura II.4. Ensamble combustible tipo GNF2. Adaptado de GE Hitachi, 2017.

La configuración de los ensambles de combustible en el núcleo del BWRX-300 se conoce como diseño *N-lattice*, este diseño recibe su nombre puesto que los ensambles combustibles se espacian por igual, sin importar si entre ellos habrá, o no, barras de control, esto se ilustra en la Figura II.5.

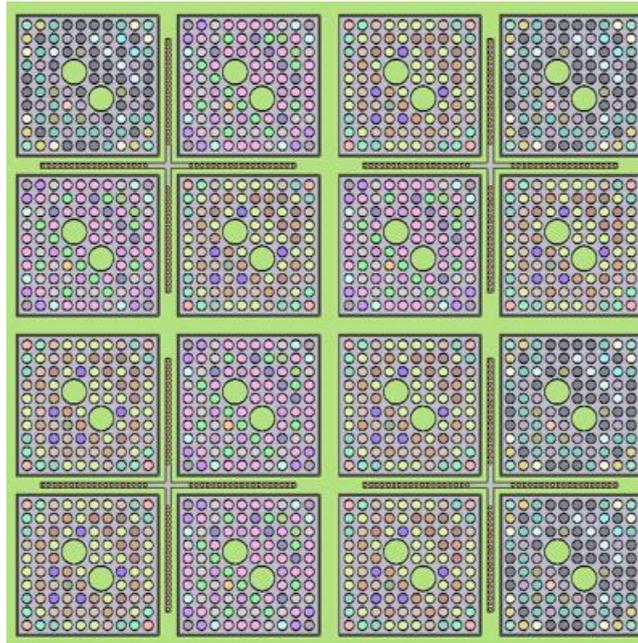


Figura II.5. Vista transversal del diseño N-Lattice.

II.2.3. Ensamble de combustible GNF2

Los ensambles de combustible del tipo GNF2 tienen dos elementos principales: las barras de combustible y el canal. El ensamble de combustible contiene las barras de combustible y todo el *hardware* necesario para propiciar y mantener un espaciamiento apropiado entre las barras de combustible. La estructura del canal está hecha de Zircaloy-2, un material que protege al ensamble de combustible del flujo directo del refrigerante del núcleo, además de brindar una guía para el acceso de las barras de control. El diseño del GNF2 dispone de un arreglo de 10x10 barras, de las cuales 78 serán barras de combustible de longitud total, 14 barras de combustible de longitud parcial (que abarcan aproximadamente dos terceras partes de la longitud del núcleo activo), y 2 grandes barras centrales de agua. Esta distribución es ejemplificada en la Figura II.6.

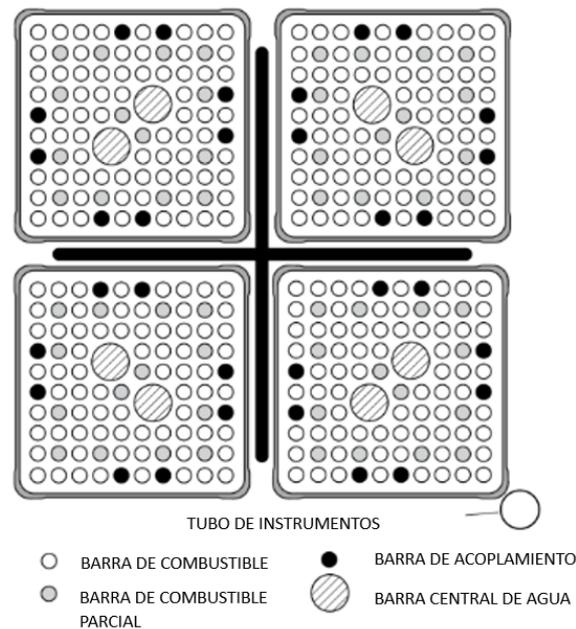


Figura II.6. Vista transversal de un arreglo de cuatro ensambles combustibles (celda) tipo GNF2. Adaptado de GE Nuclear Energy, 2019.

El ensamble de combustible se mantiene unido mediante ocho barras de acoplamiento situadas en la periferia del GNF2. Cada barra de acoplamiento cuenta con un acabado roscado en sus dos extremos que se extienden más allá de las placas de unión, para ser sujetados mediante tuercas. Debajo de dichas tuercas hay una arandela de seguridad que tiene la tarea de no permitir la rotación entre estos dos elementos. No obstante, también las barras de combustible de longitud parcial tienen tapones inferiores en este extremo que se roscan en la placa de unión inferior para evitar la rotación de las barras mientras éstas son enviadas a la planta, o durante su manipulación.

II.2.4. Manejo del combustible

El edificio del reactor está provisto con una máquina de recarga (grúa de pórtico fija) para el movimiento y servicio del combustible, además de una plataforma auxiliar para operaciones de mantenimiento desde el nivel de la cabeza removible de la vasija (ver Figura II.2), e instrumentación telemétrica que permiten orientar los ensambles de

combustible hacia su respectivo lugar en el núcleo y/o sus *racks* de almacenamiento. Un sistema de indicación de posición, y una computadora de límite de recorrido permiten situar la pinza de la grúa sobre la RPV y evitar la colisión con obstáculos. Además, la pinza de la grúa tiene un sistema redundante de recorrido de carga, de manera que la caída del ensamble combustible no podría suceder ni siquiera si llega a fallar algún componente de la grúa.

Los *racks* de almacenamiento están previstos para el resguardo temporal, y a largo plazo de combustible nuevo y gastado, éstos usan la misma configuración para evitar la criticidad involuntaria ya que mantienen una subcriticidad de al menos $5\% \Delta k/k$ en condiciones secas o inundadas, además, están diseñados para permitir un flujo tal que prevenga que el agua exceda una temperatura de 100°C . En el caso del combustible gastado, su almacenamiento será dentro de la piscina de combustible gastado; mientras que el combustible nuevo será resguardado en un almacén, que tiene capacidad hasta para un 40% del número total de ensambles de combustible usados en el núcleo, diseñado específicamente para este fin.

II.3. Control de reactividad

El BWRX-300 cuenta con dos mecanismos de control de reactividad: las barras de control y los venenos quemables. Las barras de control son el medio principal para lograr apagar el reactor durante los sucesos operacionales anticipados (AOO, por sus siglas en inglés). No obstante, para accidentes hipotéticos más allá de base de diseño (BDBA, por sus siglas en inglés), y escenarios de accidentes graves, GEH proporciona los siguientes requerimientos de diseño (GE Hitachi, 2021):

- El diseño del núcleo y las barras de control proporcionan, en conjunto, un amplio margen de parada (SDM, por sus siglas en inglés) lo suficientemente extenso para

garantizar que el reactor pueda permanecer apagado en una condición fría, y sin xenón, en cualquier momento del ciclo, con la ausencia de la barra de control de mayor valor (de reactividad negativa) asociada a una unidad de control hidráulico individual (HCU, por sus siglas en inglés).

- Las barras de control están colocadas en incrementos finos para una operación normal, y pueden insertarse rápidamente por múltiples medios para lograr el apagado del reactor.

El accionamiento de las barras de control (CRD, por sus siglas en inglés) está diseñado para cambios de potencia significativos durante el arranque y parada del reactor, así como para cambios de potencia finos durante la operación y para proporcionar un amplio SDM. El sistema FMCRD del BWRX-300 utiliza dos fuerzas motrices distintas para posicionar las barras de control: durante la operación normal del reactor cada barra de control es movida mediante el accionamiento de un motor eléctrico no relacionado con la seguridad; en el caso de un apagado rápido, las barras de control se insertan mediante un sistema hidráulico de seguridad que se inicia abriendo las válvulas de *scram* (apagado de emergencia).

II.4. Sistemas de protección del reactor (RPS)

El RPS es un sistema de canales de instrumentos: lógica de disparo; actuadores de disparo; controles manuales y circuitos lógicos de parada que dispararán un *scram* cuando se detecten condiciones inseguras. Un método alternativo de parada del reactor cuando está a plena potencia, para llevarlo a un estado subcrítico frío, es la inyección de una solución absorbente de neutrones dentro de la RPV, esta inyección se inicia según sea necesario para mitigar un transitorio anticipado sin *scram* (ATWS, por sus siglas en inglés) (GE Nuclear Energy, 2019).

II.5. Filosofía de seguridad

La filosofía básica del diseño del BWRX-300 se basa en la utilización de los márgenes inherentes para reducir los riesgos de que el sistema no funcione. La primera línea de defensa son las reglas de diseño que rigen la calidad y el rigor en el diseño de la central. La segunda línea de defensa es la capacidad del sistema operativo para hacer frente a transitorios y accidentes mediante características de diseño, tales como bombas de agua de alimentación de velocidad variable accionadas por un motor eléctrico, o mayor capacidad de energía de reserva. Como tercera línea de defensa se encuentran los sistemas de seguridad pasivos, diseñados de forma que no sea necesario su accionamiento por medio de un operador para mantener unas condiciones seguras y estables tras un accidente base de diseño.

II.5.1. Defensa en profundidad

La clasificación tradicional del concepto defensa en profundidad es recopilada en la Tabla II.2.

Para el BWRX-300 el concepto de defensa en profundidad se basa en las funciones fundamentales de seguridad (FSF, por sus siglas en inglés) para definir la interfaz de defensa y las barreras físicas que, en un escenario de planta determinado, si éstas se ejecutan de manera correcta las barreras físicas correspondientes seguirán siendo efectivas. Para el BWR-300 son (GE Nuclear Energy, 2019):

- Control de reactividad
- Refrigeración del combustible
- Remoción de calor de largo plazo
- Contención de materiales radiactivos

Tabla II.2. Niveles de defensa en profundidad (INSAG, 1996).

Niveles de defensa en profundidad	Objetivo	Significado esencial
Nivel 1	Prevenir operación anormal y fallas	Diseño conservador, construcción y operación de alta calidad
Nivel 2	Control de operación anormal y detección de fallas	Control, limitación y protección de sistemas y otros dispositivos de vigilancia
Nivel 3	Control de accidentes base de diseño (DBA)	Características de seguridad de ingeniería y procedimientos en caso de accidente
Nivel 4	Control de condiciones de planta severas, incluyendo prevención de accidentes, progresión y mitigación de las consecuencias de accidentes severos	Medidas complementarias y gestión de accidentes
Nivel 5	Mitigación de consecuencias radiológicas de emisiones significativas de materiales radiactivos	Respuesta de emergencia fuera de la planta

II.5.2. Sistema de condensador de aislamiento (ICS)

El ICS elimina el calor de decaimiento después de cualquier señal de aislamiento del reactor durante las operaciones de potencia del reactor, y también proporciona protección contra la sobrepresión. La remoción del calor de decaimiento limita el aumento de la presión del vapor y mantiene baja la presión de la RPV.

Como lo mencionamos al inicio de este capítulo, el ICS consta de cuatro lazos independientes, cada uno de los cuales contiene un intercambiador de calor con una capacidad de 33 MWt, estos intercambiadores condensan el vapor en el lado del tubo y transfieren calor calentando o evaporando el agua que se encuentra en la piscina del

condensador de aislamiento (ver Figura II.2), que se ventila a la atmósfera. La Figura II.7 es un esquema del ICS del BWRX-300.

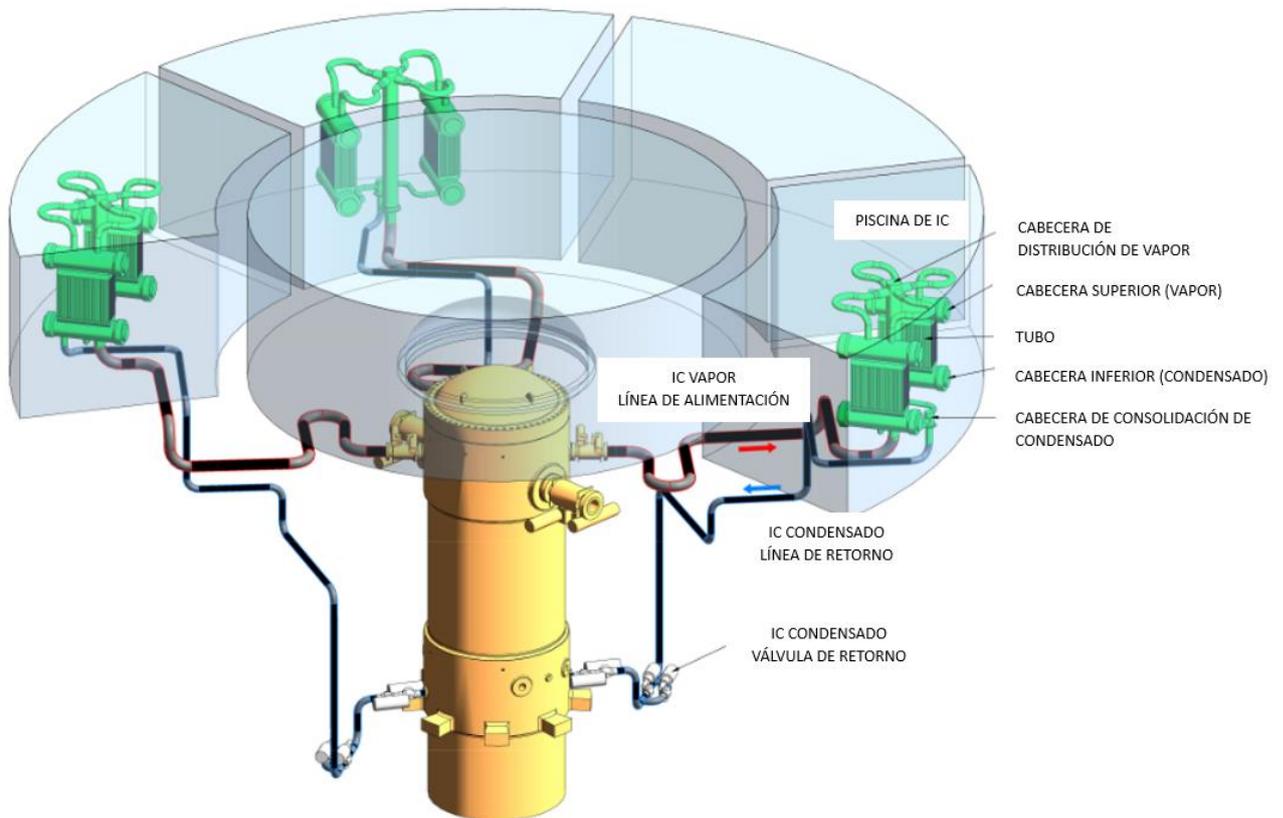


Figura II.7. ICS del BWRX-300. Adaptado de GE Hitachi, 2021.

El ICS se activa automáticamente. Para poner en marcha un condensador de aislamiento (IC, por sus siglas en inglés) se abre la válvula de retorno de condensado de IC, con lo que el condensado estancado se drena en el reactor y la interfaz vapor-agua en los tubos del IC se desplaza hacia la RPV por medio de las cabezeras inferiores. El ICS también puede ser iniciado manualmente por el operador abriendo la válvula de retorno de condensado del IC, desde la sala de control principal (MCR, por sus siglas en inglés). La piscina del IC tiene una capacidad instalada que proporciona siete días de eliminación de calor de decaimiento del reactor, el proceso de remoción de calor puede continuar de manera indefinida mediante la reposición del inventario de agua de la piscina del IC, usando para

este fin el sistema de agua de aporte (MWS, por sus siglas en inglés) (GE Nuclear Energy, 2019).

II.5.3. Sistema de refrigeración pasiva de la contención (PCCS)

El PCCS es un sistema pasivo diseñado con la intención de eliminar el calor de decaimiento y mantener la contención dentro de sus límites de presión para evitar un DBA. Consiste en varios intercambiadores de calor de baja presión, totalmente independientes, suspendidos en la PCV. El calor de la PCV se transfiere a la piscina del reactor, situada por encima de la cabeza bridada de la RPV, que se llena de agua durante el funcionamiento normal. La piscina del reactor se ventila a la atmósfera. El funcionamiento del PCCS no requiere de ningún tipo de dispositivo de detección.

Puesto que no hay válvulas de aislamiento entre los condensadores del PCCS y el pozo seco, este sistema está siempre en modo “preparado en espera” (GE Nuclear Energy, 2019).

Capítulo III

Modelo del núcleo del reactor nuclear BWRX-300

Para modelar el núcleo del BWRX-300 fue necesario contar con una primera aproximación al enriquecimiento promedio que se usó en los ensambles de combustible tipo GNF2, sin perder de vista que el periodo de operación entre recargas debe ser 24 meses. Esta aproximación se encontró desarrollando un diagrama de utilización de combustible para este reactor. Con base en esa aproximación, se utilizó el código Serpent versión 2.29 y la librería de secciones eficaces JEFF-3.2 para generar el modelo del núcleo. Finalmente, con el modelo desarrollado en Serpent se propuso un patrón de recargas para un ciclo de equilibrio.

III.1. Diagrama de utilización de combustible

Para elaborar el diagrama de utilización de combustible se usó como base el modelo de reactividad lineal (LRM, por sus siglas en inglés), y fue necesario definir y encontrar algunos parámetros fundamentales (IAEA-TECDOC-1898, 2020):

- Longitud del ciclo operativo (L), expresado en días efectivos a plena potencia (EFPD, por sus siglas en inglés), es decir, el periodo de operación entre recargas.
- El número de lotes de combustible a recargar (n) que, si se expresa como $1/n$ representa la fracción del núcleo que será recargada cada ciclo operativo
- El quemado promedio de descarga del reactor (B_d).
- El enriquecimiento promedio en peso de uranio 235 (U-235) del lote de combustible (e).

Según el LRM, bajo la premisa de que cada ensamble de combustible es irradiado (quemado) n cantidad de ciclos de longitud L , existe una relación directa entre B_d , expresado en [MWd/t], L expresado en [días], n , y la potencia específica del reactor P , expresada en [MW/t] (Driscoll, 1990):

$$B_d = P \times L \times n \tag{III.1}$$

Para resolver la ecuación III.1 es necesario conocer la potencia específica del reactor, para esto se elaboró un modelo en Serpent del BWRX-300. En este modelo, cuyo único objetivo en esta etapa fue calcular P , se introdujo la potencia térmica del reactor (ver Tabla II.1) y unos cuantos pasos de quemado en días, los resultados se muestran en la Tabla III.1 (la elaboración del modelo en Serpent se explica detalladamente en la siguiente sección). La P se calcula dividiendo el quemado calculado por Serpent, en MWd/t, entre el paso de quemado, en días, simulados. De esta manera se tiene la certeza que la P utilizada en el LRM es la misma que se usará en los análisis subsecuentes.

Tabla III.1. Salida de Serpent para calcular la potencia específica del BWRX-300.

B_d [MWd/t]	Pasos de quemado [días]	P [MW/t]
0	0	0
59.91	3	19.97
199.7	10	19.97

Conociendo la potencia específica y considerando $n=4$, se resuelve la ecuación III.1 y se desarrolla la Tabla III.2, donde se muestran los parámetros que se usarán de referencia para encontrar la primera aproximación al enriquecimiento promedio del lote de combustible que el diagrama de utilización de combustible arrojará.

Tabla III.2. Parámetros de comparación para el diagrama de utilización de combustible.

Parámetro	
B_d [MWd/t]	58,312.4
P [MW/t]	19.97
L [días]	730
n	4

Con la información que se recopiló de documentos oficiales de la IAEA y GE, se modeló el ensamble de combustible tipo GNF2 con el código CASMO-4, que es un código de transporte bidimensional multigrupo, se utiliza para el cálculo de quemado de ensambles de combustible, en un medio infinito, de reactores de agua en ebullición (BWR), y reactores de agua a presión (PWR) (Joel Rhodes, 2004).

En CASMO-4 se ejecutaron simulaciones de quemado del ensamble de combustible tipo GNF2 en un medio infinito, considerando enriquecimientos promedio (e) variando desde el 2% hasta el 5% en peso, con un $\Delta e=0.2\%$, considerando siempre una fracción de vacíos promedio de 40% y un quemado de descarga máximo de 60,000 MWd/t con varios pasos de quemado intermedios.

Los datos que arrojaron las simulaciones de CASMO-4 fueron recopilados. Sin embargo, ya que los datos obtenidos con estas simulaciones son realizados considerando un medio infinito, fue necesario tomar en cuenta el efecto de las fugas de neutrones en el *factor de multiplicación de neutrones* (k), para ello se usaron las siguientes fórmulas para *reactores térmicos desnudos* (John R. Lamarsh, 2001).

$$\frac{k_{\infty}}{1 + B^2 M^2} = 1 \quad (\text{III.2})$$

$$k_{\infty} P_L = 1 \quad (\text{III.3})$$

Operando las ecuaciones anteriores se encuentra que:

$$P_L = \frac{1}{1 + B^2 M^2} \quad (\text{III.4})$$

Donde k_∞ [adimensional] es el factor de multiplicación de neutrones en un medio infinito, B^2 expresado en $[1/\text{m}^2]$ es el *buckling* geométrico para un reactor crítico, M^2 expresado en $[\text{m}^2]$ es el área de migración de neutrones y P_L [adimensional] es la probabilidad de no fuga de los neutrones.

Tomando en cuenta que los datos recopilados de las simulaciones de CASMO-4 incluyen, entre otros, la k_∞ y M^2 , entonces sólo hace falta calcular el B^2 para resolver la ecuación III.4. Sabiendo que el reactor BWRX-300 tiene un núcleo cilíndrico, se puede conocer B^2 utilizando la siguiente fórmula (John R. Lamarsh, 2001):

$$B^2 = \left(\frac{2.405}{R_c}\right)^2 \left(\frac{\pi}{H_c}\right)^2 \quad (\text{III.5})$$

Donde R_c es el radio del núcleo del reactor y H_c es la altura activa del núcleo del reactor. Estos datos se presentan en la Tabla III.3 (GE Nuclear Energy, 2019).

Tabla III.3. Radio y altura activa del núcleo del reactor BWRX-300 (GE Nuclear Energy, 2019).

Parámetro	
R_c [m]	1.6
H_c [m]	1.8

Se resuelve la ecuación III.5, dando como resultado $B^2=2.943 \times 10^{-4} \text{ 1/m}^2$, este valor se mantendrá constante.

El *buckling* geométrico del BWRX-300 se utiliza, junto con la fórmula III.4 e interpolación lineal, para encontrar el valor del quemado de descarga (B_d) cuando $k=1$ para cada uno de los enriquecimientos de los ensambles de combustible tipo GNF2 simulados en CASMO-4.

Es importante tomar en cuenta que los cálculos realizados con CASMO-4 simulan un ciclo de operación con un número de lotes de combustible a recargar unitario ($n=1$), de manera que el quemado de descarga, B_d , obtenido cuando $k_x=1$, es válido para ese escenario. Entonces, para realizar el diagrama de utilización de combustible fue necesario calcular, con los datos de B_d cuando $k=1$, el quemado de descarga para diferentes valores de n ($1 < n \leq 4$), y para ello se utilizó la siguiente fórmula basada en el LRM.

$$B_d = \frac{2n}{n+1} B_1 \quad (\text{III.6})$$

De modo que es posible utilizar los valores de B_d calculados a partir de las simulaciones de CASMO-4 como B_1 , y así calcular los valores de B_d para distintos valores de n . Con esta información y las fórmulas III.1 y III.7 (basadas en el LRM) es posible desarrollar un diagrama de utilización de combustible.

$$e = (A \times B_d) + B \quad (\text{III.7})$$

Donde A y B son coeficientes que se obtienen a partir de la *ecuación de la recta*, puesto que la ecuación III.6 es del tipo $y=Ax+B$. Los coeficientes A y B fueron encontrados rápidamente usando el software OriginLab, que es un programa de análisis de datos y gráficas (OriginLab, 2023). Con los coeficientes resueltos para cada enriquecimiento simulado en CASMO-4 y para los datos calculados a partir de estas simulaciones, se genera el diagrama de utilización de combustible.

En el eje de las ordenadas al origen, del diagrama de utilización de combustible, se muestran los diferentes enriquecimientos promedio, mientras que el eje de las abscisas representa la longitud del ciclo operativo. Varias curvas están trazadas dentro del diagrama, aquellas curvas cuya pendiente es más pronunciada expresan el parámetro n , mientras más grande n , más alto es el enriquecimiento promedio e . Es decir, dada una longitud del ciclo operativo L constante, el enriquecimiento promedio para cumplir con dicho ciclo será más alto mientras mayor sea el número de lotes de combustible a recargar (n); es decir, un número menor de ensambles de combustible a insertar y descargar por recarga. En el diagrama de utilización de combustible también se encuentran una serie de curvas paralelas entre sí, estas curvas representan el parámetro B_d , análogamente a lo que sucede con las curvas n , los valores de las curvas B_d son más elevados con respecto a e mientras más alto es el quemado promedio de descarga del combustible.

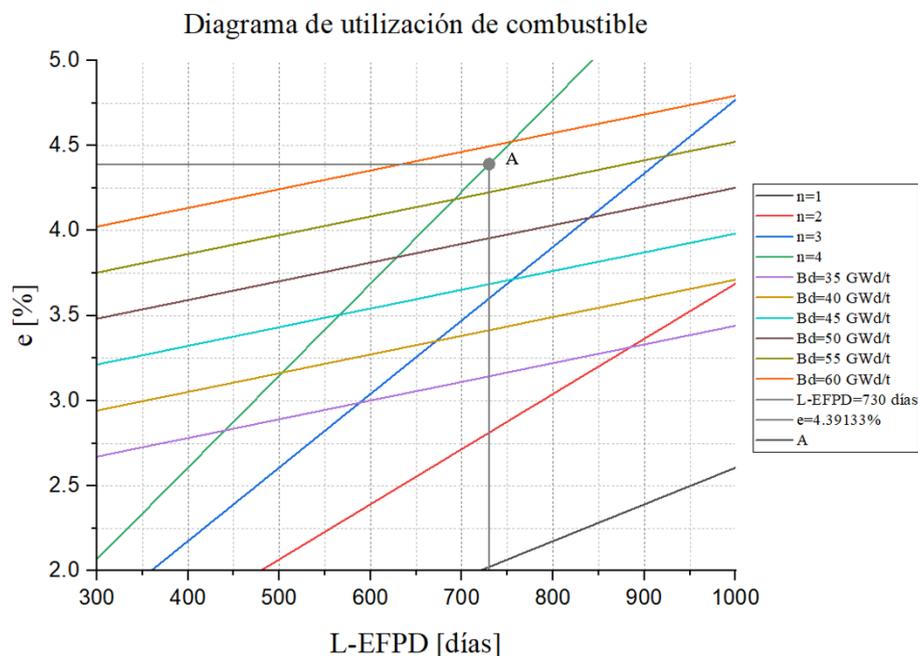


Figura III.1. Diagrama de utilización de combustible para el BWRX-300.

Se tomaron los valores de referencia de la Tabla III.2 y se superpusieron en el diagrama de utilización de combustible. Primero, se trazó una línea vertical en $L=730$ días, es

evidente que la curva $n=4$ es la que más se aproxima a la curva $B_d=60$ GWd/t, sin llegar a tocarla (punto A). No obstante, este valor es útil debido a que el valor de referencia es $B_d=58,312.4$ GWd/t, de manera que, al trazar una línea horizontal desde el punto A hasta el eje e [%] se obtiene la primera aproximación al enriquecimiento promedio del lote de combustible, para un periodo de operación entre recargas de 24 meses. Es decir, el punto $A=4.39\%$.

III.2. Generación del modelo del núcleo

Tan pronto se obtuvo la primera aproximación al enriquecimiento promedio del lote de combustible, fue posible realizar el modelo del núcleo del reactor con el código Serpent.

Serpent es un código tridimensional que utiliza el método estocástico de Monte Carlo para simular el transporte de neutrones de energía continua, que incluye cálculos de quemado (Leppänen, 2015). Para elaborar el modelo del núcleo del reactor, se consideran tanto las características principales del reactor (resumidas anteriormente en la Tabla II.1) como la geometría estructural que se presenta a continuación en la Tabla III.4, y las densidades de los materiales que se describen en la Tabla III.5. Es importante mencionar que el núcleo se modeló axialmente homogéneo y considerando un porcentaje promedio de vacíos del refrigerante/moderador de 40%.

En el BWRX-300, al igual que en las generaciones anteriores de BWR, el método principal de control de reactividad son las barras de control. Los parámetros geométricos de las barras de control cruciformes que utiliza el BWRX-300 se muestran en la Tabla III.6, mientras que la Tabla III.7 contiene las densidades de los materiales de dichas barras de control. Todos estos datos son fundamentales para la elaboración del modelo en Serpent.

Tabla III.4. Parámetros de geometría estructural del núcleo del reactor (Global Nuclear Fuel, 2016) y (GE Nuclear Energy, 2019).

Parámetro	Valor [cm]
Radio de la pastilla combustible	0.45
Radio de la pastilla combustible con encamisado	0.51
Radio de la barra de agua	1.1684
Radio de la barra de agua con encamisado	1.2446
Paso de la barra	1.2954
Espesor de la mitad del espacio de agua	0.75184
Espesor de la pared del canal en las esquinas	0.254
Espesor de la pared del canal	3.302
Radio externo de la RPV	200
Espesor de la RPV	0.136

Tabla III.5. Densidad de los materiales del núcleo del BWRX-300 (Pacific Northwest National Laboratory, 2011).

Componente	Material	Densidad [g/cm ³]
Refrigerante/moderador	H ₂ O (40% vacíos)	0.458
Agua en los tubos centrales del ensamble y en el espacio entre ensambles	H ₂ O (0% vacíos)	0.738
Pastilla de combustible	UO ₂	10.339
Encamisado	Zircaloy-2	6.560
Canal de GNF2	Zr	6.515
RPV	SA508	7.7936

Tabla III.6. Parámetros geométricos de las barras de control (Joel Rhodes, 2004).

Parámetro	Valor [cm]
Espesor de la mitad de la barra de control	0.3302
Punto de partida de la barra de control cruciforme	0.6335
Longitud de la zona central de acero	2.0066
Longitud de la zona No. i	10.3759
Radio del cilindro absorbente de la zona No. 1	0.17526
Paso entre cilindros absorbente de la zona No. 1	0.5461

Tabla III.7. Densidades de los materiales de las barras de control (Pacific Northwest National Laboratory, 2011).

Componente	Material	Densidad [g/cm^3]
Barra de control	Acero inoxidable al boro	5.275
Absorbedor neutrónico	B_4C	1.760

Con la información recopilada, fue posible generar los modelos en Serpent del ensamble combustible GNF2 (Figura III.2), y el de las barras de control (Figura III.3). Sin embargo, para conocer cómo están dispuestos estos dos elementos en el núcleo del BWRX-300 resultó necesario referirse a la Figura III.4, que ilustra al diseño del núcleo de este reactor realizado por el fabricante, mismo que incluye 240 ensambles combustibles y 57 barras de control (GE Hitachi, 2021).

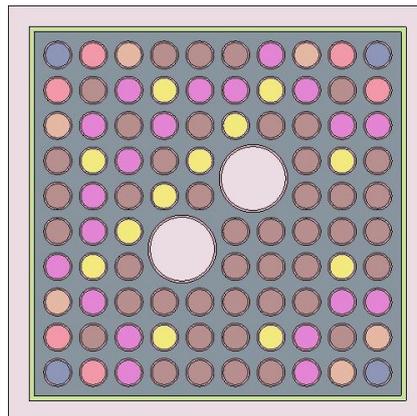


Figura III.2. Ensamble combustible tipo GNF2 (modelo en Serpent).

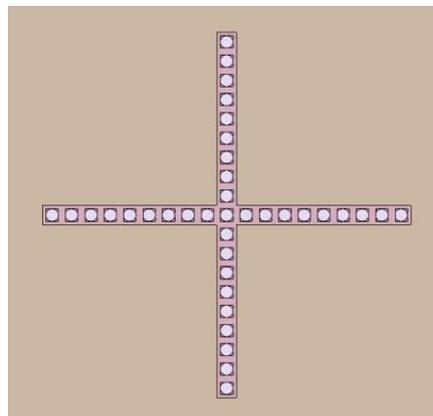


Figura III.3. Barra de control cruciforme (modelo en Serpent).

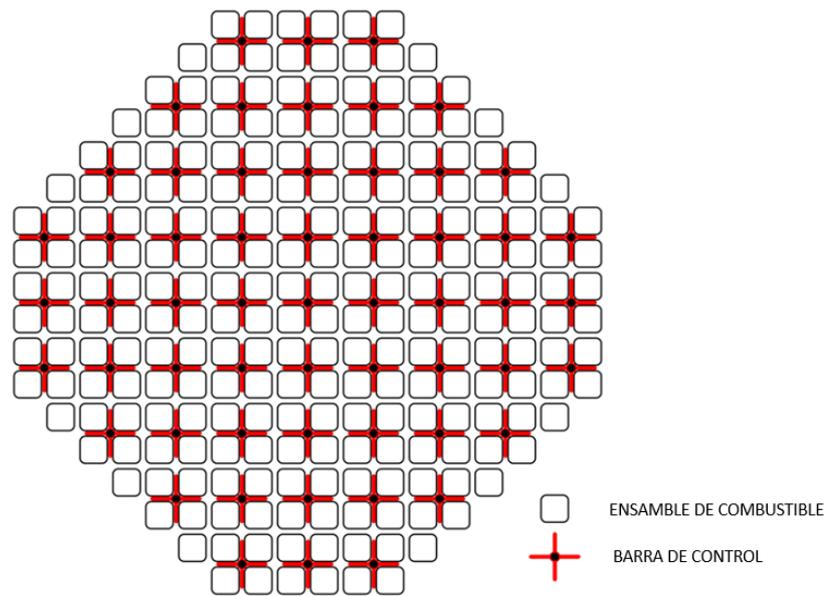


Figura III.4. Diseño del núcleo del BWRX-300 de GE. Adaptado de GE Hitachi, 2021.

Una vez conocido el diseño del núcleo propuesto por GE, se creó un modelo en Serpent capaz de modelar fielmente el diseño del fabricante.

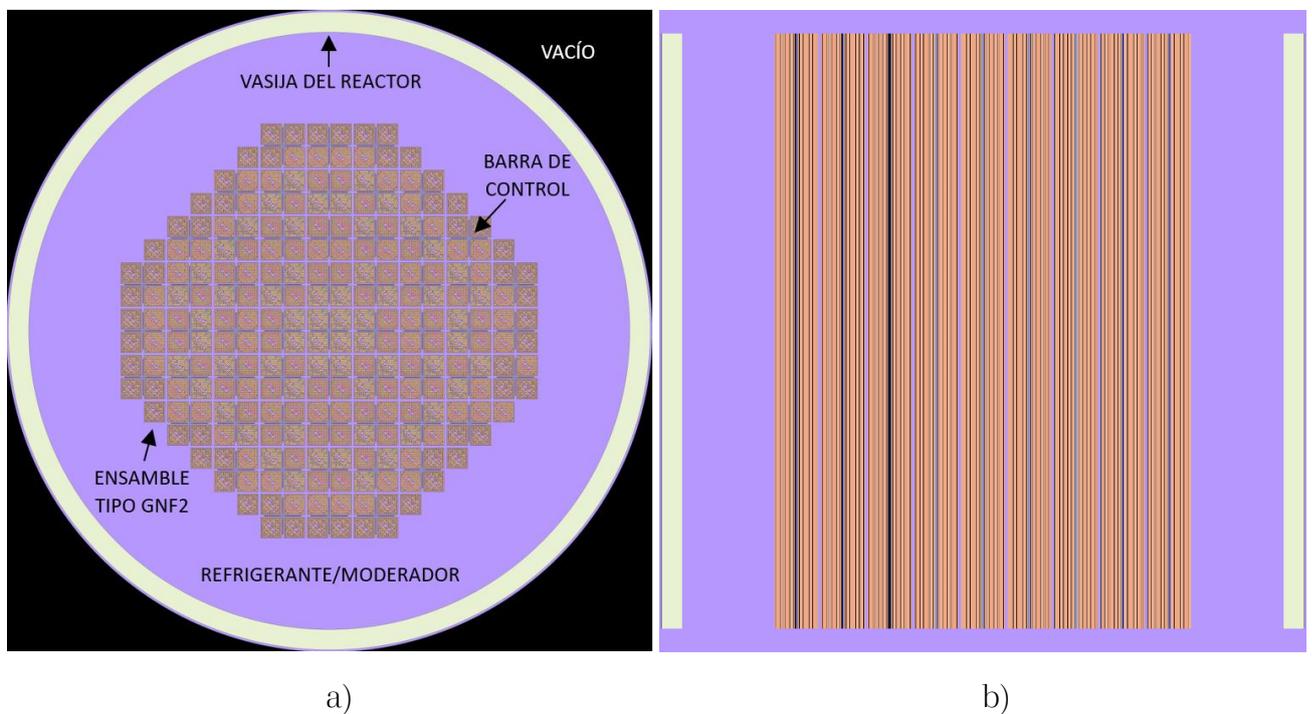


Figura III.5. Modelo en Serpent del BWRX-300: a) Corte transversal de la vista superior y b) Corte longitudinal de la vista lateral.

III.3. Patrón de recarga

Habiendo generado el modelo del núcleo, se comenzó a diseñar una estrategia de recarga. Al observar la Figura III.5 en conjunto con la Tabla III.1, se deduce que el número de ensambles de combustible que se sustituirán cada recarga serán 60, es decir, $\frac{1}{4}$ parte del núcleo.

Resultó conveniente dividir el total de los 240 ensambles combustibles dispuestos en el núcleo del reactor en cuatro grupos, brindándole a cada grupo un nombre y un color específico para su fácil diferenciación. Al hacer lo antes descrito, después de varios ensayos, se desarrolló el patrón de recarga que se muestra en la Figura III.6, cuya principal característica es ser visualmente intuitivo, también facilitó el proceso de recarga que se simuló con el modelo en Serpent, puesto que la fracción de combustible gastado que se sustituirá en el proceso de recarga se diferenció fácilmente del resto gracias a los distintos nombres asignados a cada grupo de ensambles de combustible, mostrados en el patrón de recarga, mismos que también fueron incluidos en el modelo de Serpent.

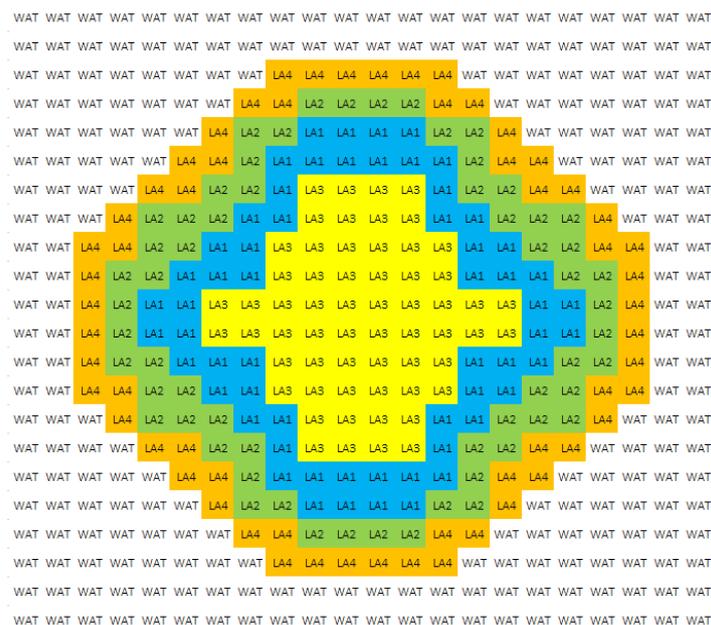


Figura III.6. Patrón de recarga para el BWRX-300.

En la Tabla III.8 se aclaran las abreviaturas usadas en la Figura III.6. Es interesante resaltar que el patrón de recargas que se ha propuesto es una configuración por *anillos*, al utilizar este tipo de arreglo es imprescindible ser extremadamente cauto para no introducir los ensambles de combustible fresco en la región central del núcleo, ya que esto podría generar picos de potencia bastante elevados en esa zona. Por el contrario, es recomendable colocar los ensambles de combustible más quemados en la periferia del núcleo y situar los ensambles con mayor reactividad inmediatamente después hacia el interior del núcleo, siguiendo la estrategia del *anillo de fuego* (François J. L., 2023).

Tabla III.8. Definición de las abreviaturas del patrón de recarga.

Número de ensambles por grupo	Nombre del grupo	Donde
60	LA1	Combustible fresco
60	LA2	Combustible quemado (1 ciclo)
60	LA3	Combustible quemado (2 ciclos)
60	LA4	Combustible quemado (3 ciclos)
244	WAT	Agua

III.4. Metodología de la simulación

Los cálculos de quemado para los ciclos de transición, empleados para obtener el ciclo de equilibrio, se realizaron en Serpent con 50,000 neutrones por ciclo, utilizando 230 ciclos de los cuales 30 fueron inactivos, estos son ciclos que se ejecutan para permitir que la distribución inicial de la fuente de fisión converja antes de empezar a recopilar los resultados (Leppänen, 2015), para un total de 10.0 millones de historias de neutrones, con lo que la desviación estándar (S) de la k_{eff} calculada por Serpent fue de aproximadamente 50 pcm. Los intervalos de tiempo entre pasos de quemado fueron de 50 días, usando pasos de longitudes más cortas al inicio del ciclo con la intención de permitir al código recopilar la información sobre la formación y saturación de los venenos xenón y samario, así como del quemado progresivo de la gadolinia (Gd_2O_3).

Para obtener la distribución radial de potencia se utilizó el comando *cpd* de Serpent y se incrementó la cantidad de neutrones por ciclo hasta 1,000,000 con 550 ciclos, de los cuales 50 fueron inactivos, obteniendo un total de 500.0 millones de historias de neutrones analizadas con la finalidad de mejorar la precisión de los valores obtenidos para este parámetro. Este cálculo se realizó considerando una simetría de un cuarto de núcleo. En el caso de las pruebas del margen de apagado, el reactor se simuló en frío con todas las barras de control insertadas para después retirar una barra distinta en cada simulación para identificar la barra de mayor valor en reactividad. Finalmente, para obtener los datos necesarios para calcular los coeficientes de reactividad, se aumentó la temperatura del combustible de 772 K a 1200 K, para el coeficiente de reactividad por temperatura, y para el coeficiente de reactividad por vacíos se simularon condiciones de 0% y 70% de vacíos, adicionales a la referencia de 40%.

Capítulo IV

Resultados y discusión

En este capítulo se presentan los resultados que se obtuvieron mediante la simulación del modelo del BWRX-300 en Serpent. Primero, se aborda el enriquecimiento promedio de los 240 ensamblajes de combustible que hace posible un periodo entre recargas de 24 meses, durante el cual el reactor opera a plena potencia, teniendo una fracción de recarga del núcleo de $\frac{1}{4}$. Después, se aborda el ajuste que se les hizo a los ensamblajes de combustible ya que fue necesario añadir gadolinia en los ensamblajes de combustible para evitar un exceso de reactividad prohibitivo al inicio del ciclo de operación. A continuación, se discuten los resultados de la distribución de potencia al usar el patrón de recarga que se propuso en el capítulo anterior. Enseguida, se muestran los resultados del criterio del margen de apagado y los valores de los coeficientes de reactividad por temperatura y de la fracción de vacíos. Por último, se exponen los parámetros utilizados para calcular el LNFCC junto con el resultado de este valor.

IV.1. Ciclos de transición y de equilibrio

En la sección anterior, mediante el diagrama de utilización de combustible, se llegó a la primera aproximación del enriquecimiento ($e=4.39\%$) para llegar al ciclo de operación de 24 meses. Contando también con el modelo en Serpent del ensamblaje de combustible tipo GNF2, el siguiente paso fue determinar el valor del enriquecimiento que se le asignaría a cada barra de combustible dentro del ensamblaje, para ello se tomó como referencia el arreglo radial de una celda de combustible optimizado para BWR por medio de algoritmos genéticos desarrollado por Martín del Campo, Carmona Hernández y Oropeza Camargo (Cecilia Martín del Campo Márquez, 2006). La distribución radial para la primera aproximación se muestra en la Tabla IV.1 y la Figura IV.1 ilustra la posición física de cada barra de combustible dentro del ensamblaje tipo GNF2.

Tabla IV.1. Distribución radial del enriquecimiento dentro del ensamble tipo GNF2, para $e=4.39\%$.

Posición dentro del ensamble	Enriquecimiento [%]
0	0 (barras centrales de agua)
1	4.40
2	3.10
3	3.90
4	4.20
5	4.60
6	4.90
7	4.20
8	4.60
9	4.60
10	4.60

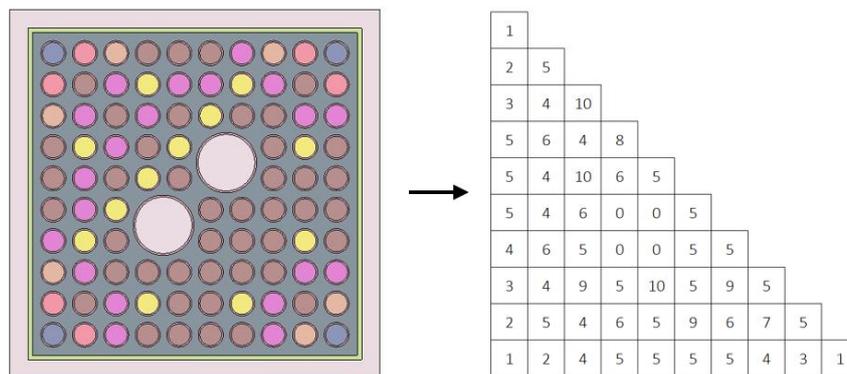


Figura IV.1. Posición de las barras de combustible dentro del ensamble tipo GNF2. Se considera una condición de simetría en espejo (Cecilia Martín del Campo Márquez, 2006).

Los resultados del ciclo de equilibrio para la primera aproximación, obtenidos después de varios ciclos de transición (siete recargas) simulados con Serpent, se muestran en la Tabla IV.2 y su gráfica corresponde a la Figura IV.2. A pesar de que los datos demuestran que se puede alcanzar el objetivo de 24 meses de funcionamiento a plena carga, existe un ligero exceso de reactividad de $376 pcm$, aún después de siete recargas, lo que indica que es posible bajar la concentración promedio de enriquecimiento en los ensambles de combustible sin disminuir la longitud del ciclo operativo. Después de varias propuestas e interpolaciones lineales, se obtiene el enriquecimiento *mínimo* con el cual se alcanza un

ciclo de equilibrio para el BWRX-300 con una longitud de 24 meses operando a plena carga, el cual es $\epsilon=4.35\%$. Los datos de este ciclo de equilibrio se enlistan en la tabla IV.3 y su gráfica se presenta en la Figura IV.3.

Tabla IV.2. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $\epsilon=4.39\%$.

Días	Combustible fresco	Primera recarga	Segunda recarga	Tercera recarga	Cuarta recarga	Quinta recarga	Sexta recarga	Séptima recarga
1	1.3837	1.3026	1.2394	1.2314	1.2232	1.2186	1.2171	1.2157
3	1.3475	1.2663	1.2056	1.1956	1.1884	1.1841	1.1816	1.1808
10	1.3429	1.2597	1.2000	1.1883	1.1821	1.1777	1.1759	1.1745
30	1.3331	1.2506	1.1896	1.1787	1.1726	1.1676	1.1659	1.1653
60	1.3256	1.2416	1.1812	1.1704	1.1638	1.1591	1.1572	1.1565
100	1.3161	1.2315	1.1709	1.1604	1.1529	1.1485	1.1458	1.1462
200	1.2925	1.2073	1.1483	1.1353	1.1274	1.1228	1.1214	1.1196
400	1.2473	1.1616	1.1036	1.0879	1.0798	1.0762	1.0749	1.0732
600	1.2057	1.1199	1.0642	1.0458	1.0370	1.0324	1.0319	1.0303
730	1.1811	1.0949	1.0394	1.0203	1.0112	1.0068	1.0047	1.0038

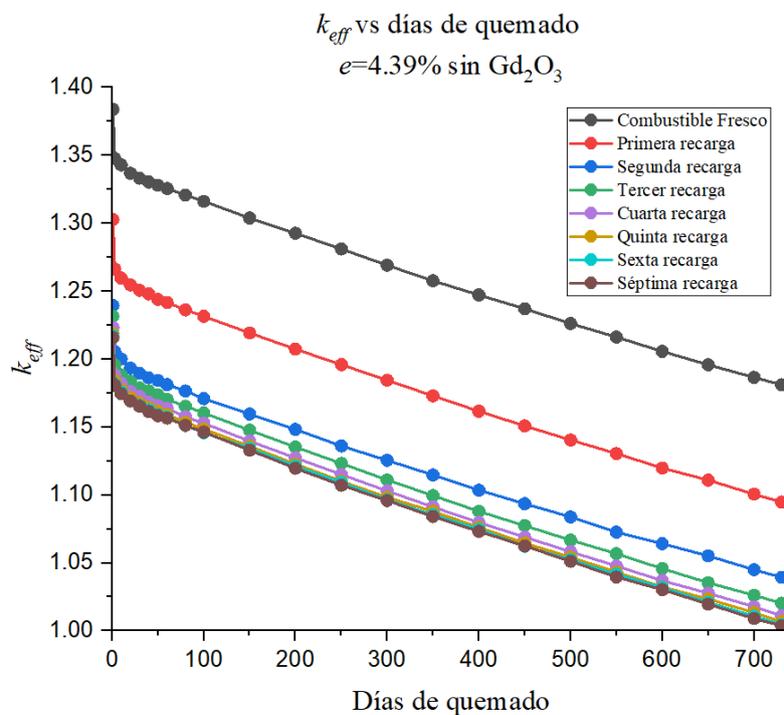


Figura IV.2. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $\epsilon=4.39\%$.

Tabla IV.3. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.35\%$.

Días	Combustible fresco	Primera recarga	Segunda recarga	Tercera recarga	Cuarta recarga	Quinta recarga	Sexta recarga	Séptima recarga
1	1.3822	1.3009	1.2423	1.2265	1.2195	1.2153	1.2141	1.2127
3	1.3450	1.2644	1.2066	1.1919	1.1835	1.1804	1.1790	1.1786
10	1.3392	1.2582	1.2009	1.1861	1.1783	1.1754	1.1725	1.1720
30	1.3309	1.2481	1.1916	1.1763	1.1684	1.1644	1.1635	1.1630
60	1.3231	1.2396	1.1822	1.1675	1.1599	1.1562	1.1539	1.1541
100	1.3136	1.2295	1.1725	1.1567	1.1489	1.1455	1.1442	1.1429
200	1.2901	1.2048	1.1476	1.1310	1.1228	1.1196	1.1177	1.1178
400	1.2449	1.1600	1.1016	1.0834	1.0769	1.0726	1.0717	1.0703
500	1.2227	1.1380	1.0803	1.0620	1.0547	1.0508	1.0495	1.0487
600	1.2041	1.1176	1.0600	1.0408	1.0334	1.0291	1.0282	1.0283
700	1.1845	1.0973	1.0406	1.0221	1.0134	1.0092	1.0079	1.0073
730	1.1786	1.0921	1.0350	1.0161	1.0075	1.0042	1.0017	1.0009

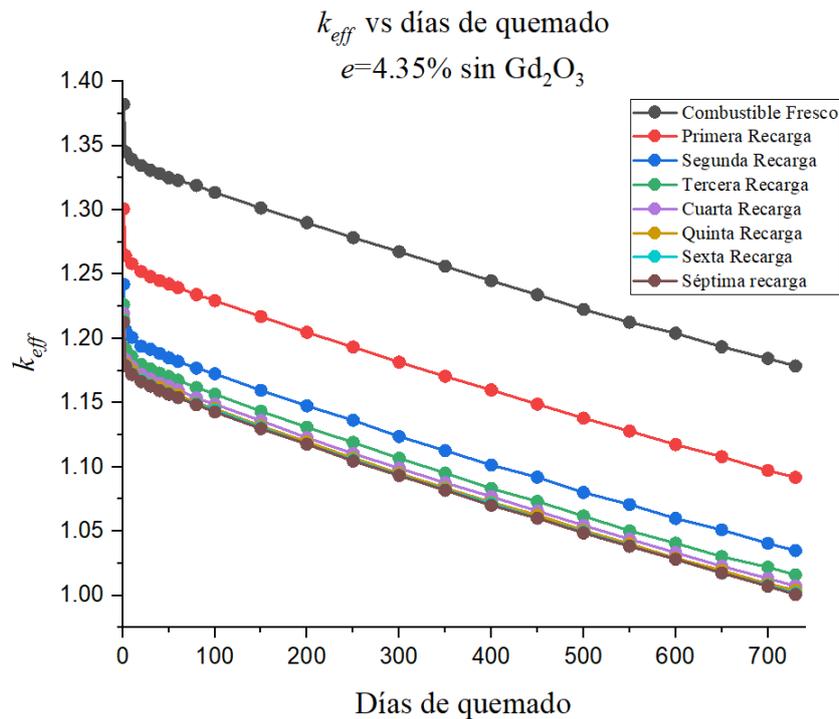


Figura IV.3. Factor de multiplicación efectivo de neutrones de los ciclos de transición con $e=4.35\%$.

Al simular los ciclos de transición para el enriquecimiento de 4.35%, se obtiene una desviación estándar de 53 pcm en los resultados de k_{eff} para la séptima recarga, momento en que se concluye que el ciclo ha *convergi*do, del mismo modo que sucedió con el ciclo de equilibrio con el enriquecimiento obtenido mediante la primera aproximación (convergencia en la séptima recarga $S=106$ pcm). Al final de este ciclo, la k_{eff} tiene un exceso de reactividad de únicamente 87 pcm.

IV.2. Introducción de gadolinia

Es importante analizar los resultados del ciclo de equilibrio con el enriquecimiento de 4.35% ya que, al ser el BWRX-300 un reactor de agua ligera (LWR, por sus siglas en inglés), su principal método de control de reactividad son las barras de control.

Los reactores nucleares tipo BWR son diseñados para controlar, de manera segura durante su ciclo de operación, un máximo de 15% de exceso de reactividad, es decir, una $k_{eff}=1.15$ (Ardura, 2019). Al revisar los resultados de las simulaciones se observa que la k_{eff} no cumple con esta restricción de diseño en ninguno de los ciclos de transición, en especial al inicio de los ciclos (BOC, por sus siglas en inglés). Por lo tanto, resulta necesario añadir gadolinia dentro de algunas barras de combustible del ensamble tipo GNF2, que servirá como *veneno para neutrones*, con la intención de bajar la k_{eff} al inicio de los ciclos.

Para la adición de gadolinia, se usó nuevamente el arreglo radial de una celda de combustible optimizado para BWR por medio de algoritmos genéticos desarrollado por Martín del Campo, Carmona Hernández y Oropeza Camargo (Cecilia Martín del Campo Márquez, 2006). Es importante destacar que al añadir gadolinia en las barras de combustible su densidad se ve afectada, esta variación de densidad se calcula por medio del código CASMO-4 y se introduce en Serpent para calcular nuevamente el ciclo de equilibrio con esta variación.

La concentración promedio de gadolinia con la que se cumple la restricción de diseño del BWR fue de 4.5% en peso, la densidad de las barras de combustible y su distribución en el ensamble tipo GNF2 se describe en la Tabla IV.4.

Tabla IV.4. Distribución radial de gadolinia dentro de los ensambles tipo GNF2.

Posición dentro del ensamble	Concentración de Gd ₂ O ₃ [%]	Densidad de la barra de combustible [g/cm ³]
7	4.00	10.194
8	2.00	10.275
9	4.00	10.194
10	5.00	10.178

Los resultados de los nuevos ciclos de transición, y del ciclo de equilibrio alcanzado en la doceava recarga, con la introducción de gadolinia con una concentración de 4.5% en peso, se enlistan en la Tabla IV.5 y su gráfica correspondiente se aprecia en la Figura IV.4.

Tabla IV.5. Resultados del ciclo de equilibrio con e=4.35% y Gd₂O₃=4.5%.

Días	Séptima recarga	Octava recarga con Gd ₂ O ₃	Novena recarga con Gd ₂ O ₃	Décima recarga con Gd ₂ O ₃	Onceava recarga con Gd ₂ O ₃	Doceava recarga con Gd ₂ O ₃
1	1.2127	1.0812	1.0819	1.0848	1.0838	1.0850
3	1.1786	1.0545	1.0546	1.0581	1.0578	1.0582
10	1.1720	1.0507	1.0505	1.0533	1.0533	1.0529
30	1.1630	1.0448	1.0447	1.0466	1.0468	1.0487
60	1.1541	1.0419	1.0421	1.0444	1.0443	1.0451
100	1.1429	1.0406	1.0397	1.0419	1.0429	1.0430
200	1.1178	1.0364	1.0362	1.0385	1.0390	1.0394
400	1.0703	1.0368	1.0386	1.0394	1.0406	1.0411
500	1.0487	1.0385	1.0377	1.0395	1.0404	1.0399
600	1.0283	1.0251	1.0258	1.0280	1.0279	1.0278
700	1.0073	1.0064	1.0067	1.0106	1.0086	1.0091
730	1.0009	1.0011	1.0009	1.0037	1.0029	1.0034

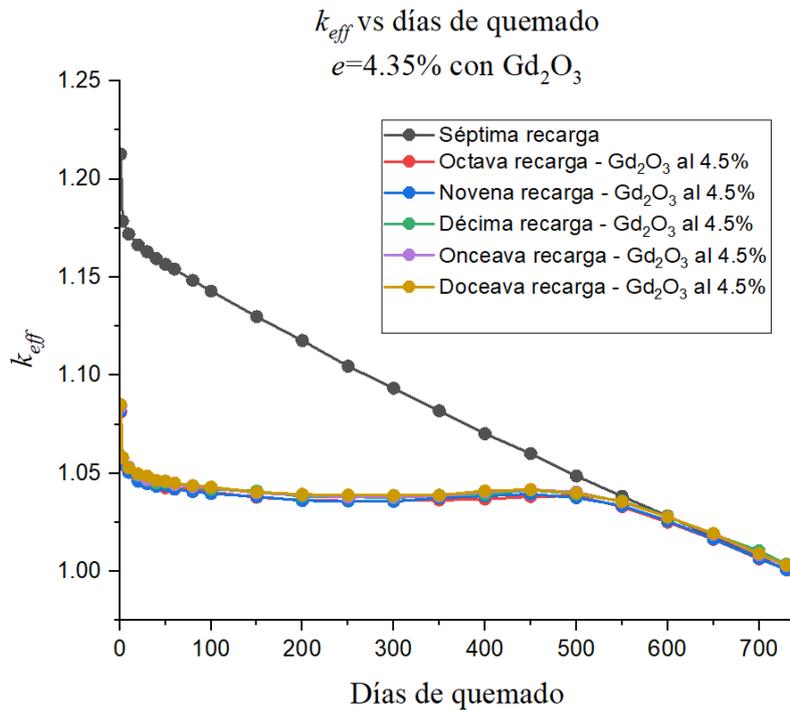


Figura IV.4. Gráfica del ciclo de equilibrio con $e=4.35\%$ y $Gd_2O_3=4.5\%$.

Con la inserción de gadolinia en una concentración de 4.5% en peso se observa un decremento importante en los valores de k_{eff} , especialmente al inicio de cada ciclo y, a partir del día 600 aproximadamente, ambos arreglos (con Gd_2O_3 y sin Gd_2O_3) convergen, lo que comprueba que la gadolinia se ha consumido en su totalidad antes del final del ciclo, de manera que el criterio de control de reactividad durante el ciclo de operación se cumple perfectamente sin caer a un estado subcrítico antes de alcanzar los 24 meses (730 días).

IV.3. Distribución radial de potencia en el núcleo

A través del comando *cpd*, Serpent es capaz de calcular la potencia de fisión integral dentro de las estructuras reticulares del reactor, es decir, del núcleo y de los ensambles de combustible (Leppänen, 2015). El núcleo propuesto en este estudio es una configuración por *anillos*, como se explicó en la sección anterior. Sin embargo, es

necesario determinar que esta configuración cumpla con los límites de seguridad establecidos para garantizar la operación segura del reactor bajo cualquier condición de operación (François J. L., Fuel Assembly Design, 2023).

Para obtener una estimación de la distribución de potencia certera, se aumentó el número de neutrones simulados a 500,000 neutrones por ciclo, 350 ciclos con 50 ciclos inactivos, y se simuló solo una cuarta parte del núcleo con condición de simetría. Los resultados de la simulación en Serpent, bajo estas condiciones, se muestran en la Figura IV.5, es importante tomar en cuenta que los datos están dados en función de la contribución de potencia que tiene cada ensamble de combustible, con respecto a la potencia promedio total del núcleo (1.0).

1.333	1.352	1.381	1.401	1.382	1.436	1.221	0.92	0.392	WAT	WAT
1.324	1.344	1.38	1.552	1.51	1.393	1.216	0.851	0.348	WAT	WAT
1.294	1.322	1.357	1.506	1.449	1.371	1.097	0.515	0.28	WAT	WAT
1.243	1.268	1.435	1.409	1.373	1.171	0.839	0.403	WAT	WAT	WAT
1.168	1.173	1.294	1.282	1.112	0.611	0.436	WAT	WAT	WAT	WAT
1.16	1.127	1.079	1.005	0.568	0.404	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.942	0.888	0.834	0.681	0.381	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.692	0.626	0.386	0.316	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
0.294	0.259	0.211	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT
WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT	WAT

Figura IV.5. Distribución de potencia del núcleo del BWRX-300.

Como se observa en la Figura IV.5, algunos ensambles de combustible, dependiendo de su posición y ciclos de quemado, contribuyen más a la generación de potencia que otros. Sin embargo, es recomendable que ningún ensamble tenga una aportación mayor a 1.50

(François J. L., Fuel Assembly Design, 2023). A pesar de que tres ensambles de combustible alcanzan un valor ligeramente superior al que se recomienda en la literatura, estos valores se consideran dentro del rango de error estadístico permisible al utilizar el Método Monte Carlo (Leppänen, 2015).

IV.4. Margen de apagado

El margen de apagado (SDM, por sus siglas en inglés) tiene como objetivo verificar la cantidad de reactividad instantánea con la cual el reactor se vuelve subcrítico, o podría serlo desde su condición presente, suponiendo que todas las barras de control están completamente insertadas, salvo la de mayor reactividad negativa, misma que se supone totalmente extraída.

Un margen de apagado suficiente, mayor que $1\% \Delta k_{eff}/k_{eff}$ asegura que (Onrubia, 2008):

- El reactor puede volverse subcrítico desde cualquier condición operativa.
- Los transitorios de reactividad asociados a condiciones de accidentes postulados son controlables.
- El reactor se mantendrá suficientemente subcrítico en parada.

Para esta prueba, se realizaron varias simulaciones en Serpent del núcleo del BWRX-300, considerando las condiciones de mayor reactividad en el núcleo, es decir, núcleo en frío (T_{amb}) a cero potencia, y sin la presencia de los venenos xenón y samario, es decir, en el BOC. Primero, se simuló el núcleo con todas las barras de control completamente insertadas y se recopiló el valor de la k_{eff} , después se extrajeron, una a una, cada barra de control de una octava parte del núcleo (ya que hay una condición de simetría), obteniendo los valores de k_{eff} para cada escenario, estos valores se compararon contra el valor de k_{eff} de referencia (con todas las barras de control insertadas) y así se determinó

cuál es la barra de control que tiene el mayor valor de reactividad negativa. Los datos obtenidos se muestran en la Tabla IV.6 y la posición de esta barra de control se puede apreciar en la Figura IV.5.

Tabla IV.6. Comparación de los valores de reactividad entre las barras de control.

Versión	k_{eff}	Diferencia	$\Delta k_{eff}/k_{eff}$
1	0.9342950	0.0000000	0.00%
2	0.9355510	0.0012560	0.13%
3	0.9348310	0.0005360	0.06%
4	0.9516420	0.0173470	1.86%
5	0.9470700	0.0127750	1.37%
6	0.9363890	0.0020940	0.22%
7	0.9701640	0.0358690	3.84%
8	0.9630350	0.0287400	3.08%
9	0.9505860	0.0162910	1.74%
10	0.9578200	0.0235250	2.52%
11	0.9600690	0.0257740	2.76%

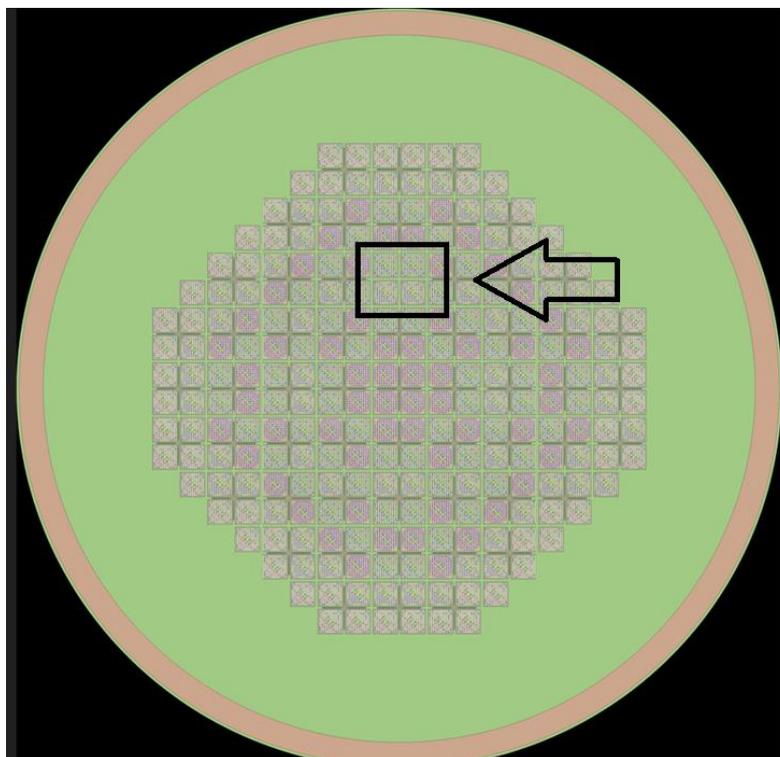


Figura IV.6. Posición de la barra de control con mayor reactividad negativa.

Con los datos de la Tabla IV.6 se corrobora que la barra de control con mayor valor de reactividad negativa del BWRX-300 cubre *holgadamente* el criterio del margen de apagado.

IV.5. Coeficientes de reactividad

Los coeficientes de reactividad de un reactor nuclear son importantes para conseguir el licenciamiento de su recarga de combustible, debido a que se calculan tomando en cuenta variaciones de las propiedades de los fluidos o del combustible que ocurren durante una operación que se sale de los parámetros nominales (Spinella & Madariaga, 2014). Como resultado de estas variaciones la k_{eff} sufre cambios que alteran la reactividad del núcleo y podrían comprometer la integridad del sistema, es por ello que los reactores nucleares se diseñan con la intención de obtener coeficientes de reactividad negativos.

En esta sección se muestran los resultados obtenidos para los coeficientes de reactividad por temperatura del combustible y el coeficiente de reactividad por vacíos en el BWRX-300.

IV.5.1. Coeficiente de reactividad por temperatura

El coeficiente de reactividad por temperatura, también conocido como coeficiente Doppler, es el coeficiente de reactividad por temperatura del combustible y se conoce de esta manera debido a que en la mayoría de los reactores es negativo debido a un fenómeno conocido como "efecto Doppler". En un reactor nuclear, este efecto se vuelve evidente al aumentar la temperatura del combustible, por el cambio de forma en la resonancia del núclido, pues se vuelve más corta y ancha y esto, a su vez, aumenta la

magnitud efectiva de la sección eficaz de absorción y, finalmente, la absorción de neutrones por resonancia aumenta.

La fórmula para calcular el coeficiente de reactividad por temperatura es la siguiente (John R. Lamarsh, 2001):

$$\alpha_D = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \quad (\text{IV.1})$$

Donde $\Delta\rho$ es el gradiente de reactividad y ΔT el gradiente de temperatura, y ρ se puede obtener de la siguiente relación (John R. Lamarsh, 2001):

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}} \quad (\text{IV.2})$$

En la Tabla IV.7 se muestra los resultados del coeficiente de reactividad por temperatura del BWRX-300 al BOC y al final del ciclo (EOC, por sus siglas en inglés), obtenidos al variar la temperatura del combustible de su temperatura nominal (772 K) a 1200 K.

Tabla IV.7. Resultados del coeficiente de reactividad por temperatura.

Temperatura [K]	k_{eff} BOC [adimensional]	α_D BOC [pcm/K]	k_{eff} EOC [adimensional]	α_D EOC [pcm/K]
772	1.07919	-1.61	1.00473	-1.37
1200	1.07122		0.99884	

En ambas etapas del ciclo el coeficiente de reactividad por temperatura es negativo, de manera que el diseño del BWRX-300, respecto a las variaciones de temperatura del combustible, es seguro.

IV.5.2. Coeficiente de reactividad por vacíos

El coeficiente de reactividad por vacíos es un parámetro que considera un fenómeno producido al cambiar la fracción de vacíos en un reactor, puesto que se afecta la moderación de los neutrones γ , por lo tanto, la reactividad del núcleo. Es deseable un coeficiente de reactividad por vacíos negativo ya que si fuera positivo un incremento en la fracción de vacíos nos lleva a un incremento en reactividad γ , a su vez, a un incremento de potencia lo que nos daría también un aumento en la ebullición del refrigerante, y aumento de vacíos, así como de la reactividad y la potencia, volviéndose una situación muy peligrosa.

$$\alpha_v = \frac{\Delta\rho}{\Delta v} \quad (\text{IV.3})$$

Donde Δv es el gradiente de vacíos y ρ se puede obtener con la ecuación IV.2.

Los coeficientes de reactividad por vacíos para el BWRX-300 se calcularon para el BOC y el EOC, variando el porcentaje de vacíos en el refrigerante a 0% y 70%, adicionalmente a la referencia nominal de 40%. Los resultados se muestran en la Tabla IV.8.

Tabla IV.8. Resultados del coeficiente de reactividad por vacíos.

Vacíos [%]	k_{eff} BOC [adimensional]	α_v BOC [pcm]	k_{eff} EOC [adimensional]	α_v EOC [pcm]
0	1.11104		1.08235	
40	1.07919	-66.41	1.00473	-178.44
40	1.07919		1.00473	
70	1.04592	-98.25	0.93325	-254.11

Ya que en ambos casos el coeficiente de reactividad por vacíos es negativo, se concluye que el diseño del BWRX-300 es seguro respecto a la variación de la fracción de vacíos en el refrigerante.

IV.6. Cálculos económicos

El costo nivelado del ciclo de combustible nuclear de un lote de combustible se calcula como el valor presente de los costos totales de los servicios del ciclo de combustible por unidad de valor presente de la electricidad generada, relacionada con una fecha de referencia, la fórmula para este cálculo es la IV.4, que se presenta a continuación (François J. L., The economics of the nuclear fuel cycle, 2023):

$$LNFC = \frac{\sum_i C(i) \times (1 + d)^{T(i)}}{\sum_j E(j) \times (1 + d)^{T(j)}} \quad (IV.4)$$

Donde d es la tasa de descuento, $C(i)$ el gasto directo para la etapa i^{th} del ciclo de combustible [\$], $T(i)$ es el tiempo de adelanto o retraso de los gastos de la i^{th} etapa relacionados con la fecha de referencia, $E(j)$ es la electricidad generada por el lote de combustible durante su ciclo de irradiación j [MWh], y $T(j)$ el tiempo de retraso de los ingresos de la electricidad generada, con respecto a la fecha de referencia durante el ciclo de irradiación j . Sin embargo, para resolver la ecuación IV.4 se necesita saber la cantidad de uranio natural que se deberá adquirir para enriquecerlo al 4.35% en peso, para ello usamos la siguiente fórmula (John R. Lamarsh, 2001):

$$M_P = \left(\frac{x_F - x_T}{x_P - x_T} \right) M_F \quad (IV.5)$$

Donde M_P es la cantidad de uranio que se enriquece a la fracción en peso x_P , a partir de una cantidad M_F de uranio alimentado al proceso de enriquecimiento con una fracción

en peso x_F (0.0711 para uranio natural), dejando como residuo una cantidad M_T de *colas* con una fracción en peso x_T . Ahora bien, el costo del enriquecimiento del uranio se expresa en términos de una unidad especial llamada *unidad de trabajo separativo* (SWU, por sus siglas en inglés) y se calcula con la siguiente expresión (John R. Lamarsh, 2001):

$$SWU = M_P[V(x_P) - V(x_T)] - M_F[V(x_F) - V(x_T)] \tag{IV.6}$$

El término $V(x)$ corresponde a la función conocida como *función de valor* y se calcula con la siguiente relación:

$$V(x) = (1 - 2)\ln\left(\frac{1 - x}{x}\right) \tag{IV.7}$$

Se resuelven las ecuaciones IV.6 y IV.5 considerando los parámetros de la Tabla IV.9.

Tabla IV.9. Fracciones en peso usadas para resolver la ecuación IV.5.

Parámetro	Fracción en peso
x_P	0.0435
x_F	0.00711 (U_{nat})
x_T	0.0025

Dando como resultado $M_F=8.8937$ kg para producir 1 kg de M_P . Con este resultado y operando la ecuación IV.7 para cada valor de x , se resuelve la ecuación IV.6 y se calcula el valor de *unidad de trabajo separativo*, el cual es $SWU=6.5580$ kg.

Estos cálculos se utilizan para llenar la Tabla IV.10 que contiene las cantidades de uranio que se usaron para el cálculo del LNFCC. Después, en la Tabla IV.11 se enlistan los datos del reactor, en la Tabla IV.12 se recopilan los tiempos de entrega y desfase y, finalmente la Tabla IV.13 contiene los costos unitarios, de modo que todos los factores necesarios para conocer el costo nivelado del ciclo de combustible nuclear fueron obtenidos.

Tabla IV.10. Cantidades de uranio usadas para el cálculo del LNFCC.

Parámetro	Cantidad	Unidad
Uranio natural (U_3O_8)	8.894	[kg]
Conversión a UF_6	8.894	[kg]
Enriquecimiento	6.558	[kgSWU]
Fabricación	1	[kg]
Almacenamiento	1	[kg]
Disposición final (Geológica)	1	[kg]
Desconversión del uranio empobrecido	7.894	[kg]
SNF* almacenamiento	7.894	[kg]

*SNF = Combustible nuclear gastado, por sus siglas en inglés

Tabla IV.11. Datos del reactor para el cálculo del LNFCC. Datos tomados de (GE Nuclear Energy, 2019) y (Argonne National Laboratory, 2023).

Parámetro	
Enriquecimiento del lote de combustible	4.35%
Quemado de descarga promedio	49,500 MWd/tU
Eficiencia térmica de la planta	0.333
Taza de descuento anual	7%
Fecha de referencia	Fecha de carga del lote de combustible (16/06/2023)

Tabla IV.12. Tiempos de entrega y desfase (IAEA, 2023).

Parámetro	Cantidad	Unidad
Compra del Uranio (U_3O_8)	2	[años]
Conversión a UF_6	1.5	[años]
Enriquecimiento	1	[años]
Fabricación	0.5	[años]
Tiempo de irradiación	8 (4 ciclos de 24 meses)	[años]
SNF de almacenamiento	2 (después de su ciclo de irradiación)	[años]

Tabla IV.13. Costos unitarios (Argonne National Laboratory, 2023).

Parámetro	Cantidad	Unidad
Uranio natural (U ₅ O ₈)	135	[\$/kg]
Conversión a UF ₆	12	[\$/kg]
Enriquecimiento	95	[\$/kgSWU]
Fabricación	350	[\$/kgU _{enr}]
Almacenamiento	93	[\$/kgHM]
Disposición final (Geológica)	540	[\$/kgHM]
Desconversión del uranio empobrecido	6	[\$/kgDU]
SNF almacenamiento	9	[\$/kgDU]

Con los datos de las anteriores cuatro tablas se resuelve la ecuación IV.4, considerando un ciclo de combustible abierto, mismo que se ilustra en la Figura IV.7, es decir, sin reprocesamiento del combustible gastado (Onrubia, 2008). En la Tabla IV.14 se muestra el resultado del LNFCC, dividiendo el resultado en el *front-end*, que es la parte inicial del ciclo de combustible e incluye todos los procesos llevados a cabo antes de su utilización en el reactor, y el *back-end*, que es la parte final del ciclo de combustible e incluye la utilización del combustible en el reactor y los procesos desarrollados hasta su disposición final (Onrubia, 2008).

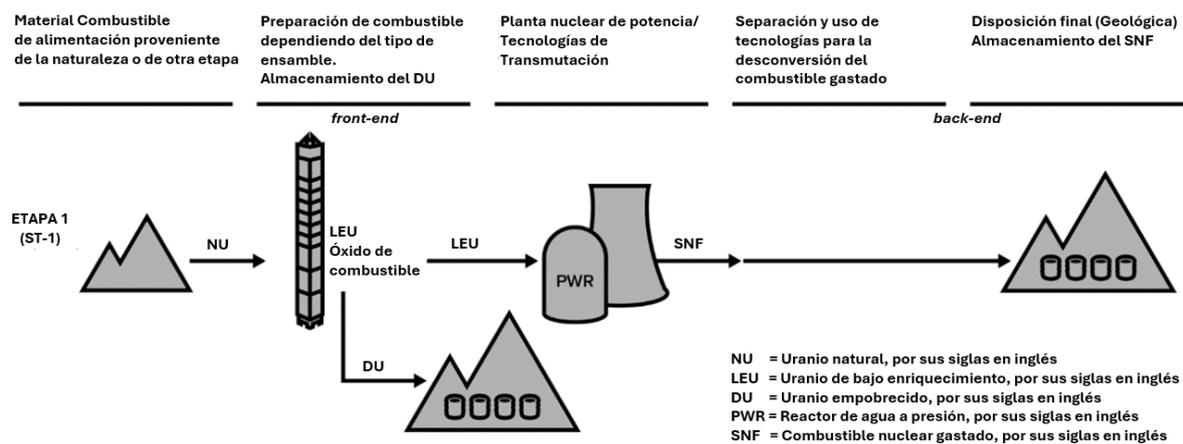


Figura IV.7. Ciclo abierto de combustible nuclear. Adaptado de Argonne National Laboratory, 2023.

Tabla IV.14. Costo nivelado del ciclo de combustible nuclear.

Parámetro	Costo [mil\$/kg]	Costo [mil\$/kg]	Fase
Uranio natural (U_3O_8)	4.55		
Conversión a UF_6	0.39		
Enriquecimiento	2.21	8.35	<i>front-end</i>
Fabricación	1.20		
Almacenamiento	0.16		
Disposición final (Geológica)	1.04		
Desconversión del Uranio empobrecido	0.16	1.59	<i>back-end</i>
SNF almacenamiento	0.23		
Total	9.94		

Este resultado del LNFCC comprueba que el objetivo de GE, al diseñar el BWRX-300 para poder competir con plantas convencionales que utilizan gas natural como combustible, se ha cumplido.

Conclusiones

Con la metodología presentada y la configuración del núcleo del BWRX-300 propuesta en esta tesis, se comprueba que este reactor nuclear es capaz de ofrecer un ciclo operativo de equilibrio de 24 meses operando a plena carga.

El periodo operativo entre recargas de dos años es factible con 240 ensamblajes de combustible tipo GNF2 con un enriquecimiento promedio 4.35%, recargando una cuarta parte del núcleo cada dos años.

El patrón de recarga que se propuso en esta tesis cumple al límite con la aportación máxima de potencia que es recomendable para la operación segura del reactor, en algunos sectores del arreglo por *anillos*, por lo que se podría conducir un estudio para mejorar el diseño del patrón de recargas.

Es importante vigilar el exceso de reactividad del núcleo de este reactor al inicio de los ciclos, la inclusión de gadolinia en una concentración de 4.5% en peso en los ensamblajes combustibles permiten que el reactor sea operado de manera segura con barras de control como medio principal de control de la reactividad. Sin embargo, las pruebas preliminares (antes de llegar a la distribución aquí presentada de gadolinia) demuestran que un reparto descuidado de este material promueve una distribución irregular de potencia dentro del ensamblaje GNF2. Por otro lado, si se exagera la cantidad de Gd_2O_3 , ésta no se consumirá antes del final del ciclo operativo, provocando una penalización en la evolución de la k_{eff} , y, por lo tanto, en la longitud del ciclo. Teóricamente, se puede concluir que, si se siguen los pasos aquí descritos, el núcleo del reactor presentará una distribución de potencia balanceada, manteniendo los picos de potencia en los ensamblajes combustibles dentro de los límites que garantizan no dañar la integridad del combustible.

El margen de apagado para este reactor resulta tener un valor *holgado*, lo que supone que el reactor no tendrá problema para volverse subcrítico desde cualquiera que sea su situación operativa.

Los dos coeficientes de reactividad analizados en esta tesis fueron negativos, lo que habla del buen diseño desde el punto de vista de seguridad de este reactor.

Finalmente, a pesar de que en este estudio se presentó el cálculo del LNFCC partiendo de la suposición de un ciclo de combustible abierto, se presume un costo que puede competir contra centrales eléctricas que utilizan gas natural como combustible.

Referencias

- Ardura, A. M. (2019). *Simulación de Sucesos en una Central Nuclear con el Simulador Gráfico Interactivo de Zorita: LOCA en Rama Caliente con Agravantes*. Madrid: Universidad Politécnica de Madrid.
- Argonne National Laboratory. (16 de Junio de 2023). *Nuclear Fuel Cycle Cost Calculator*. Obtenido de <https://cnpce.ne.anl.gov/cgi-bin/qnecost?select=EGcalc&egtyp=eg01&id=cq41LDziFfx48zfm>
- Bayol, J. F. (2022). *Estudio de los reactores modulares pequeños*. Sevilla: Universidad de Sevilla.
- Black, G. A. (2019). Economic viability of light water small modular nuclear reactors: General methodology and vendor data. *Renewable and Sustainable Energy Reviews*.
- Cecilia Martín del Campo Márquez, R. C. (2006). Optimización Radial de una Celda de Combustible BWR usando Algoritmos Genéticos. *Memorias CIC Acapulco 2006 en CDROM*.
- Driscoll, M. J. (1990). *The Linear Reactivity Model for Nuclear Fuel Management*. Illinois: American Nuclear Society.
- European Comission. (2007). The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A vision report. *Special Report*, 20 - 33.
- Fernández de la Garza, R. (2009). *La Nucleoelectricidad una Oportunidad para México*. CDMX: Academia de Ingeniería de México.
- François, J. L. (2023). *Fuel Assembly Design*. Ciudad de México: Universidad Nacional Autónoma de México.
- François, J. L. (2023). *Introducción a la administración de combustible nuclear*. Ciudad de México: Universidad Nacional Autónoma de México.
- François, J. L. (2023). *The economics of the nuclear fuel cycle*. Ciudad de México: Universidad Nacional Autónoma de México.

- GE Hitachi. (2017). *GNF2*. Obtenido de <https://nuclear.gepower.com/fuel-plant/products/gnf2-advantage>
- GE Hitachi. (2019). BWRX-300 Reactor Pressure Vessel Isolation and Overpressure Protection. *Licensing Topical Report*, 2-15.
- GE Hitachi. (2021). BWRX-300 Reactivity Control. *Licensing Topical Report*, 2-7.
- GE Hitachi. (2021). BWRX-300 Small Modular Reactor. 8.
- GE Nuclear Energy. (2019). Status Report - BWRX-300. 1-38.
- Global Nuclear Fuel. (2016). GNF2 Advantage Generic Compliance with NEDE-24011-P-A (GESTAR II), NEDO-33270, Revision 6, March 2016. *NEDO-33270*.
- GNF Global Nuclear Fuel. (2016). GNF2 Advantage Generic Compliance with NEDE-24011-P-A (GESTAR II). *A Joint Venture of GE, Toshiba, & Hitachi*, 1-5.
- González Romero, E. M. (2012). Reactores de Generación IV: Camino a la Sostenibilidad a Largo Plazo de la Energía Nuclear. *DYNA Energía y Sostenibilidad*, 1 - 12.
- IAEA. (2020). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. *A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Volume VI*, 1 - 4.
- IAEA. (2021). Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm. *SMR Booklet, Volume I*, 9-14.
- IAEA. (16 de Junio de 2023). *NFCSS, Details of the Modeling*. Obtenido de <https://infcis.iaea.org/NFCSS/modeling/material>
- IAEA. (16 de Junio de 2023). *NFCSS, Details of the Modeling*. Obtenido de <https://infcis.iaea.org/NFCSS/modeling/material>
- IAEA-TECDOC-1898. (2020). *Reload Design and Core Management in Operating Nuclear Power Plants*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IAEA-TECDOC-2010. (2022). *Approach and Methodology for the Development of Regulatory Safety Requirements for the Design of Advanced Nuclear Power Reactors*. Vienna: International Atomic Energy Agency.
- Ingersoll, D. T. (2016). *Small Modular Reactors, Nuclear Power Fad or Future?* Massachusetts: Elsevier.

- Ingersoll, D. T. (2021). *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors*. Massachusetts: Elsevier.
- INSAG. (1996). Defense in Depth in Nuclear Safety. *INSAG-10*, 6.
- Joel Rhodes, M. E. (2004). *CASMO-4 A Fuel Assembly Burnup Program*. Idaho: Studsvik Scandpower.
- John R. Lamarsh, A. J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering*. New Jersey: Prentice Hall.
- Kok, K. D. (2009). *Nuclear Engineering Handbook*. Florida: CRC Press.
- Leppänen, J. P. (2015). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 142-150.
- NEA. (2021). Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities. *Nuclear Technology Development and Economics*, 43-47.
- NEA. (2023). The NEA Small Modular Reactor Dashboard. *Nuclear Energy Agency*, 11-27.
- OIEA. (03 de Julio de 2023). *IAEA*. Obtenido de Organismo Internacional de Energía Atómica: <https://www.iaea.org/es/temas/reactores-modulares-pequenos>
- Onrubia, A. T. (2008). *Diccionario inglés-español sobre Tecnología Nuclear*. Madrid: Tecnatom, S.A.
- ONU. (7 de Junio de 2023). *Naciones Unidas*. Obtenido de <https://www.un.org/es/climatechange/paris-agreement>
- OriginLab. (27 de 09 de 2023). *OriginLab*. Obtenido de <https://www.originlab.com/index.aspx?go=PRODUCTS/Origin#Introduction>
- Pacific Northwest National Laboratory. (2011). Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. *Radiation Portal Monitor Project*.
- Pomogaev, A. (2022). BWRX-300 Isolation Condenser System Analysis. *LUT University*, 17-31.
- Spinella, M., & Madariaga, M. y. (2014). Determinación de los coeficientes de reactividad por temperaturas de combustible y refrigerante de la Central Nuclear Embalse. *XXI Congreso sobre Métodos Numéricos y sus Aplicaciones- ENEIF 2014*, 159.

Sunstein, C. R. (2001). Probability Neglect: Emotions, Worst Cases, and Law. *University of Chicago Law School*.

U.S.NRC. (02 de Noviembre de 2023). *United States Nuclear Regulatory Commission*.

Obtenido de <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/large-lwr/col.html>