



INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL
ESCUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS

**SIMULACIÓN 3D DE UN CICLO DE
OPERACIÓN DEL NÚCLEO DE UN BWR
USANDO SERPENT**

TESIS

QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
LICENCIADO EN FÍSICA Y MATEMÁTICAS
(Opción Ingeniería Nuclear)
PRESENTA:

MIGUEL ANGEL BARRERA CHAVEZ

DIRECTOR:
DR. EDMUNDO DEL VALLE GALLEGOS

MÉXICO, D.F., 2015



DEDICATORIAS

A mi Padre Celestial, por darme las fuerzas necesarias para nunca darme por vencido frente a la adversidad. Por su constante amor hacia mi familia, y por la bendición de tener una hermosa familia que me ha apoyado siempre.

A mi padre Jorge Rincón Torres, quien está en el cielo, por haberme guiado en mi niñez por el camino correcto. Por haberme querido mucho, formarme el gusto por la ciencia al traerme libros de Isaac Asimov, y pasar tiempo conmigo varias noches contemplando las estrellas del firmamento.

A Dustana López Ramos, quien está en el cielo, por ser tan buena persona conmigo. Por todos los consejos que me brindó y apoyarme incondicionalmente en varios momentos complicados.

A mi padre Abraham, por enseñarme el valor del trabajo. Por estar siempre conmigo, soportarme en mis malos ratos, apoyarme en los momentos complicados de mi vida, y sobretodo, por estar allí cuando he necesitado de su cariño.

A mi madre Alma por ser tan linda conmigo. Nunca olvidaré los momentos en que me ayudaba a practicar a declamar frente al espejo, o me ponía mi mesa de estudio en la azotea para que pudiera concentrarme. Gracias a tu ejemplo y tenacidad me motivaron a terminar mis estudios de licenciatura.

A mi hermano Jorge, quien siempre ha sido el mejor ejemplo que he tenido. La sonrisa que desprende siempre me ha motivado a esforzarme, en la escuela y en la manera en que puedo llegar a ser.

A Marcos, por haber hecho tan feliz a mi mamá y haberme hecho ver todas mis capacidades y habilidades. Pero sobretodo, por darme ánimos siempre.

A mis hermanos Jonathan, Georgetti, Libertad y Mariano por estar conmigo a pesar de todas las dificultades que hemos vivido juntos y brindarme su amor.

A Gabriela Rodríguez, ya que gracias a la amistad que siempre me has brindado pude sobreponerme en un lapso de mi vida bastante complicado, aconsejándome a no apartarme de las cosas que son buenas para mi vida.

AGRADECIMIENTOS

Al Fondo Sectorial de Sustentabilidad Energética SENER-CONACYT por el apoyo recibido del proyecto estratégico No. 212602 (AZTLAN Platform).

A la Escuela Superior de Física y Matemáticas del Instituto Politécnico Nacional, por haberme dado la oportunidad de realizar mis estudios de licenciatura.

Al Dr. Edmundo del Valle Gallegos por haber sido tan paciente conmigo y por su valioso apoyo para la culminación de este trabajo. Además de siempre contar con sus consejos para la mejora de este trabajo.

Al Dr. Armando Miguel Gómez Torres: por el apoyo en el uso de su equipo de cómputo para la realización de algunos cálculos en Serpent 2.1.21 en el tiempo que ocurrió el paro del IPN.

Al M. en C. Carlos Filio López, por sus consejos recibidos para la mejora de este trabajo.

A mis compañeros de la licenciatura Jesús, Abraham, Alejandro, Roberto, Hugo y Lázaro por todos los momentos en que convivimos y estudiamos en la escuela.

ÍNDICE

	Pág.
DEDICATORIAS	II
AGRADECIMIENTOS	III
LISTA DE FIGURAS	VII
LISTA DE TABLAS	XII
RESUMEN	XIII
ABSTRACT	XIV
INTRODUCCIÓN	XV
CAPÍTULO 1. DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DE UN BWR	1
1.0 Introducción	2
1.1 Vasija del Reactor BWR	2
1.2 Núcleo de un BWR	4
1.3 Celdas de Control	5
1.4 Ensamblajes de Combustible	6
1.5 Varillas de Combustible	9
1.6 Pastillas de Combustible	9
1.7 Gadolinio	10
1.8 Barras de Control	10
1.9 Bancos de Barra de Control	12
CAPÍTULO 2. CONCEPTOS FÍSICOS	13
2.0 Introducción	14
2.1 Secciones Eficaces Microscópicas	14
2.2 Secciones Eficaces Macroscópicas	15
2.3 Secciones Eficaces Macroscópicas para una Mezcla de Elementos	16
2.4 Ciclo de Vida de un Neutrón en un Reactor Nuclear	16
2.4.1 <i>El factor de multiplicación infinita k_{inf}</i>	17
2.4.2 <i>El factor de multiplicación efectiva k_{eff}</i>	18
2.5 Quemado del Combustible Nuclear en el Núcleo de un BWR	19
2.5.1 <i>Productos de fisión</i>	19
2.5.2 <i>Actínidos menores</i>	20
2.5.3 <i>Las ecuaciones de Bateman</i>	20
2.5.4 <i>Quemado y quemado específico</i>	21
2.6 Ciclo de Operación	22
2.7 Recarga de Combustible	22

CAPÍTULO 3. DESCRIPCIÓN DE LA HERRAMIENTA DE CÓMPUTO	
SERPENT	23
3.0	Introducción 24
3.1	Método de Monte Carlo 24
3.1.1	<i>Camino continuo variable</i> 24
3.1.2	<i>Método del trazado de rayos</i> 26
3.1.3	<i>Método del rastreo delta de Woodcock</i> 28
3.1.4	<i>Uso de los 2 métodos anteriores en Serpent</i> 30
3.2	Bibliotecas Nucleares 30
3.3	Formato de Red de Energía Desionizado 31
3.4	Quemado del Combustible Nuclear en Serpent 32
CAPÍTULO 4. SIMULACIÓN 3D DEL NÚCLEO DE UN BWR USANDO	
SERPENT	34
4.0	Introducción 34
4.1	Geometría Combinatoria de Sólidos (CGS) 34
4.2	Simulación 2D del Corte Axial de una Barra de Combustible 34
4.3	Simulación 2D de una Celda de Combustible 35
4.3.1	<i>Definición de pins de combustible</i> 35
4.3.2	<i>Definición de un lattice rectangular 12x12 en 2D</i> 36
4.3.3	<i>Definición de superficies</i> 37
4.3.4	<i>Definición de celdas</i> 39
4.4	Simulación 2D de una Barra de Control 41
4.5	Simulación 3D de un Ensamble de Combustible 43
4.6	Simulación 3D de un Ensamble de Combustible con un Cuadrante de Barra de Control 46
4.7	Simulación 3D de la Rotación de un Ensamble de Combustible con un Cuadrante de Barra de Control 48
4.8	Simulación 3D del Núcleo de un BWR con Todas las Barras de Control Totalmente Insertadas 49
4.9	Simulación 3D del Núcleo de un BWR con 13 Bancos de Barras de Control 51
4.10	Definición de los Materiales del Núcleo en un BWR 55
4.10.1	<i>Definición de los materiales combustibles</i> 55
4.10.2	<i>Definición de los materiales: moderador y refrigerante</i> 59
4.10.3	<i>Definición de los materiales: helio en el huelgo de la varilla de Combustible</i> 59

4.10.4	<i>Definición de los materiales estructurales</i>	61
CAPÍTULO 5. RESULTADOS Y DISCUSIÓN		62
5.0	Introducción	63
5.1	Simulación del Quemado de 1 Pin en 2D	63
5.2	Simulación del Quemado de 4 Celdas de Control Distintas en 2D	79
5.3	Simulación del Quemado de Combustible de un Núcleo de un BWR en 3D (con Combustibles Frescos)	94
5.4	Simulación de 6 Tipos Distintos de Ensamblados de Combustible hasta un Quemado Promedio Específico por Tipo de Ensamble	99
5.5	Simulación del Quemado de Combustible de un Núcleo de un BWR en 3D con Combustibles Frescos y Gastados	103
5.6	Simulación del Modelo ARI	111
5.7	Simulación del Modelo BANCOS	112
CONCLUSIONES		113
RECOMENDACIONES		115
TRABAJOS FUTUROS		116
APÉNDICE A. Archivo de Entrada para Serpent del Ensamble de Combustible Tipo A		117
REFERENCIAS		122

LISTA DE FIGURAS

Figura	Leyenda	Pág.
1.1	Vasija de un reactor BWR	3
1.2	Corte transversal del núcleo de un reactor BWR incluyendo la envolvente	5
1.3 (a)	El ensamble de combustible	7
1.3 (b)	La varilla de combustible de longitud total	7
1.4	El ensamble de combustible con 2 tubos de agua	8
1.5	Barra de control de un BWR	11
1.6	Corte transversal de una hoja de barra de control	12
2.1	Jerarquía de las secciones eficaces	14
3.1	Procedimiento general para generar el camino aleatorio de un neutrón	27
4.1	<i>Pin</i> 101	35
4.2	<i>Pin</i> 99	35
4.3	<i>Lattice</i> 10	36
4.4	Superficies de una celda de combustible	38
4.5	Superficie cilíndrica	38
4.6	Superficie cilíndrica rectangular	38
4.7	Celdas de una celda de combustible	40
4.8	Barra de control en 2D	41
4.9	Superficies de un cuadrante de barra de control en 2D	43
4.10	Ensamble de combustible tipo A en 3D	44
4.11	Vista radial de la simulación	46
4.12	Vista axial de la simulación	46
4.13	Rotación a 90° del modelo de la Figura 4.11	48
4.14	Rotación a 0°, 90°, 180° y 270°	48
4.15	Ubicación de los 6 tipos de ensamble de combustible en el núcleo de un BWR	50
4.16	Ubicación de los 13 bancos de barras de control en el núcleo de un BWR	51
4.17	Ubicación de los 184 universos definidos para Serpent, para la construcción de los 13 bancos de barras de control en el núcleo de un BWR	54
5.1	<i>Pin</i> con 0% de Gd	63
5.2	<i>Pin</i> con 2%, 4% y 6% de Gd	63

5.3	Potencia de fisión de un pin en el paso de quemado de 0.0 <i>GWd/TM</i>	64
5.4	Potencia de fisión de un pin en el paso de quemado de 70.0 <i>GWd/TM</i>	64
5.5	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	65
5.6	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	66
5.7	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	66
5.8	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	67
5.9	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	67
5.10	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	68
5.11	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	68
5.12	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	69
5.13	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	69
5.14	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	70
5.15	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	70
5.16	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	71

5.17	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	71
5.18	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	72
5.19	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	72
5.20	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	73
5.21	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	73
5.22	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	74
5.23	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	74
5.24	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	75
5.25	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	75
5.26	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	76
5.27	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	76
5.28	<i>Pin</i> con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%	77
5.29	Geometría de la celda de control para el primer caso	80
5.30	Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para	

	el primer caso	80
5.31	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=600K, sin barra de control	80
5.32	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=900K, sin barra de control	81
5.33	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural, con 40% de vacíos, sin barra de control	81
5.34	Geometría de la celda de control para el segundo caso	83
5.35	Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el segundo caso	83
5.36	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=600K, con barra de control	84
5.37	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=900K, con barra de control	84
5.38	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural, con 40% de vacíos, con barra de control	85
5.39	Geometría de la celda de control para el tercer caso	87
5.40	Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el tercer caso	87
5.41	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=600K, sin barra de control	87
5.42	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=900K, sin barra de control	88
5.43	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio, con 40% de vacíos, sin barra de control	88
5.44	Geometría de la celda de control para el cuarto caso	90
5.45	Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el cuarto caso	90
5.46	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=600K, con barra de control	91
5.47	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=900K, con barra de control	91
5.48	Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio, con 40% de vacíos, con barra de control	92
5.49	Corte axial geometría ARO_FHESH	94
5.50	Corte radial geometría ARO_FHESH	94
5.51	Vista axial de la potencia de fisión de la geometría ARO_FRESH	94
5.52	Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARO_FRESH	94

5.53	Comportamiento de k_{eff} con el quemado para el núcleo de un BWR con combustible fresco a TF=900K	96
5.54	Comportamiento del calor de decaimiento total del núcleo con combustible fresco a TF=900K	98
5.55	Vista axial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible fresco	101
5.56	Vista radial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible fresco	101
5.57	Vista axial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible gastado	102
5.58	Vista radial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible gastado	102
5.59	Geometría radial ARO_SPENT	103
5.60	Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARO_SPENT	103
5.61	Comportamiento de k_{eff} con el quemado en un ciclo N , en el núcleo de un BWR a TF=900K	105
5.62	Calor de decaimiento total del núcleo a TF=900K en un ciclo N	106
5.63	Inventario de U-238 en el ciclo N	108
5.64	Inventario de U-235 y 45 productos de fisión en el ciclo N	108
5.65	Inventario de U-236, Np-237 y plutonios importantes en el ciclo N	109
5.66	Inventario de U-234, americios y curios importantes en el ciclo N	110
5.67	Geometría radial ARI	111
5.68	Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARI	111
5.69	Geometría radial BANCOS	112
5.70	Vista radial de la potencia de fisión de la geometría BANCOS	112

LISTA DE TABLAS

Tabla	Leyenda	Pág.
4.1	Cálculo de la fracción de masa de todos los isótopos de un material Combustible	57
5.1	Quemado promedio de los 6 tipos de ensambles de combustible en el núcleo de un BWR al inicio del ciclo de operación N	99
5.2	Número de materiales combustibles frescos originales por cada tipo de ensamble de combustible	100
5.3	Inventario isotópico al inicio y al final del ciclo de operación N	107

RESUMEN

Este trabajo tuvo la meta principal de desarrollar una metodología para obtener la longitud de un ciclo de operación del núcleo de un BWR bajo estados operaciones distintos usando el código Serpent.

Las características principales del núcleo modelado son:

- 444 ensambles de combustible (120 son combustibles frescos y 324 son combustibles provenientes de ciclos anteriores).
- 109 barras de control cruciformes.
- Agua ligera como moderador y refrigerante.

Una vez modelado el núcleo en 3D en Serpent, todas las barras de control cruciformes fueron extraídas, y se consideró el estado operacional con los valores promedio de la temperatura del combustible, temperatura del moderador, temperatura del refrigerante, y fracción de vacíos igual a 900K, 600K, 600K y 0.4, respectivamente. Además, la potencia térmica considerada fue de 2027 *MWt*.

Para este ciclo de operación en el estado operacional definido anteriormente, su longitud fue de 14.63052 *GWd/TM*. Además, al final de este ciclo de operación, el calor de decaimiento obtenido fue igual a 116.71 *MWt* y se obtuvo el inventario de los isótopos del U^{234} , U^{235} , U^{236} , U^{238} , Np^{237} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} , Am^{241} , Am^{242m} , Cm^{242} y Cm^{244} .

ABSTRACT

A methodology for obtaining the length of an operating cycle in a BWR reactor core under different operational states using the Serpent code was developed in this work.

The main characteristics of the modelled core are:

- 444 fuel assemblies (from which 120 are fresh fuel assemblies and 324 are fuel assemblies from previous cycles).
- 109 cruciform control rods.
- Light water as moderator and coolant.

Once the core was modelled in 3D in Serpent, all cruciform control rods were extracted from the core, and the operational state with average values of fuel temperature, moderator temperature, coolant temperature and void fraction equal to 900K, 600K, 600K and 0.4, respectively, was considered. Moreover, the thermal power considered was 2027 MWt.

For this operating cycle, in the operational state previously defined, its length equals 14.63052 GWd/TM. Additionally, at the end of this operating cycle, the decay heat obtained is 116.71 MWt and a nuclide inventory from the isotopes U^{234} , U^{235} , U^{236} , U^{238} , Np^{237} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} , Am^{241} , Am^{242m} , Cm^{242} and Cm^{244} was obtained as well.

INTRODUCCIÓN

En un reactor nuclear, el núcleo es el lugar donde se localiza el combustible nuclear, el cual es la fuente de energía de una central nucleoelectrica. Uno de los parámetros más importantes en la operación de un reactor nuclear es el factor de multiplicación efectiva denotado como k_{eff} , ya que dependiendo de su valor el reactor estará en estado subcrítico o apagado, en estado crítico (la población de neutrones en el núcleo se mantiene constante), o bien, en estado supercrítico (la población de neutrones en el núcleo incrementa exponencialmente).

Al construir un reactor de agua en ebullición, BWR de sus siglas en Inglés, Boiling Water Reactor, éste se construye en un estado supercrítico, y por medio de la inserción de las barras de control cruciformes, el reactor se mantiene en estado crítico durante todo el ciclo de operación del reactor.

Llegará un instante en que parte del combustible nuclear se agote, y por si mismo, el reactor ya no pueda permanecer en el estado crítico aun con todas las barras de control extraídas. En el instante en que esto ocurra, el reactor será subcrítico, y será necesario realizar el proceso de recarga de combustible, es decir, intercambiar parte del combustible nuclear gastado por combustible nuclear fresco. El lapso entre 2 recargas de combustible se le llama la longitud del ciclo de operación.

Este trabajo tuvo la finalidad de realizar la simulación 3D de un ciclo de operación del núcleo de un BWR usando el código Serpent. De esta simulación se obtuvo lo siguiente:

- La longitud del ciclo de operación N de este núcleo.
- El comportamiento del valor de k_{eff} a lo largo de la longitud del ciclo de operación N de este núcleo.
- El comportamiento del calor de decaimiento a lo largo de la longitud del ciclo de operación N de este núcleo.
- El inventario de los isótopos más importantes dentro del combustible al final del ciclo de operación N de este núcleo.

La herramienta de cálculo utilizada fue el código Serpent.

Serpent es desarrollado desde el 2004 en el Centro de Investigación Técnica de Finlandia VTT.

Serpent es un código de cómputo del tipo Monte Carlo para realizar simulaciones del cálculo del transporte de neutrones y/o del quemado del combustible nuclear en 3D (Serpent, 2014). Los parámetros físicos de importancia para realizar los cálculos descritos

anteriormente son obtenidos de las bibliotecas nucleares. Por ejemplo, Serpent lee las bibliotecas nucleares de secciones eficaces microscópicas de energía continua, reconstruyendo la secciones eficaces microscópicas que necesita por medio de la rejilla desionizada de energía.

Las aplicaciones del código Serpent, versión 2.1.21, que se utilizaron en este trabajo fueron:

- Modelamiento de todo el núcleo de un BWR.
- Una vez modelado el núcleo, se procedió a realizar la simulación de un ciclo de operación, obteniendo algunos parámetros importantes en diferentes pasos de quemado del combustible nuclear.

Para poder realizar esta labor, se desglosan los pasos de la metodología a seguir.

En el Capítulo 1, se describen en forma detallada las partes constituyentes del núcleo de un BWR.

En el Capítulo 2 se da una descripción de algunos conceptos físicos importantes tales como el quemado del combustible, el factor de multiplicación efectivo e infinito.

En el Capítulo 3, se describe el método de Monte Carlo utilizado por Serpent, para simular un sistema nuclear. En este método se sigue el camino de un neutrón a través de este sistema. Esto se realiza en repetidas ocasiones, lo cual genera varias historias de un neutrón. De estas historias se pueden obtener aproximaciones de parámetros físicos importantes con ayuda de métodos estocásticos.

En el Capítulo 4, se explica la metodología para la realización de las simulaciones intermedias, necesarias para la realización de la simulación 3D de un ciclo de operación del núcleo de un BWR.

En el Capítulo 5, se presentan los resultados importantes de las simulaciones intermedias. Con estos resultados, se modeló en 3D un ciclo de operación del núcleo de un BWR.

Finalmente, en el Capítulo 5 y en las conclusiones, se discuten los resultados obtenidos.

CAPÍTULO 1

DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DE UN BWR

CAPÍTULO 1. DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DE UN BWR

1.0 Introducción

Una central nucleoelectrica es una planta de energía, la cual utiliza material nuclear como combustible siendo el reactor nuclear su parte principal, ya que aquí se genera calor.

Los elementos principales en un reactor nuclear son (Lamarsh, 1983):

El combustible nuclear. Aquí se genera la potencia térmica de un reactor debido a la reacción en cadena de fisión.

Moderador. Se utiliza en reactores térmicos. En este tipo de reactores, se requieren neutrones térmicos, ya que éstos inducirán la reacción en cadena de fisión. La función principal del moderador es disminuir la energía de los neutrones que nacen de la fisión, la cual en promedio es alrededor de 2 MeV (Lamarsh, 1983), a una energía aproximadamente menor de 0.025 eV. Esto se logra debido a las colisiones elásticas que tienen los neutrones con el moderador.

Refrigerante. Es un fluido que extrae la energía térmica liberada por el combustible nuclear, para que pueda ser aprovechada posteriormente.

Existen diversos tipos de diseño de reactores nucleares. Uno de ellos, el BWR, *Boiling Water Reactor*, de sus siglas en inglés, utiliza agua ligera como moderador y refrigerante.

1.1 Vasija del Reactor BWR

La vasija del reactor BWR, la cual se muestra en la Figura 1.1, está compuesta de acero, pero tiene una capa de acero inoxidable en su interior, ya que el refrigerante está en su interior en todo momento.

En un BWR se permite que el refrigerante hierva, para que la parte del refrigerante que se encuentra en estado de vapor saturado se dirija a la turbina. Existen algunas desventajas inherentes del BWR. En primer lugar, la mezcla de agua-vapor no es un buen medio para remover el calor liberado por las barras de combustible. Además, el vapor que se dirige a la turbina es radioactivo (Winterton, 1981), y es necesaria una estructura que sirva como blindaje para la turbina.

El vapor saturado realiza un trabajo en la turbina, es decir, produce el movimiento de las aspas de la turbina, lo que hace que el generador eléctrico produzca electricidad. El vapor saturado pasa por las turbinas de alta y baja presión. Sin embargo, al finalizar este trayecto, el fluido necesita pasar por un sumidero de calor, el condensador, para que a la salida del condensador el fluido se encuentre en la fase de líquido subenfriado. A continuación se

utiliza la bomba de agua de alimentación para que el líquido subenfriado ingrese a la vasija con una determinada presión.

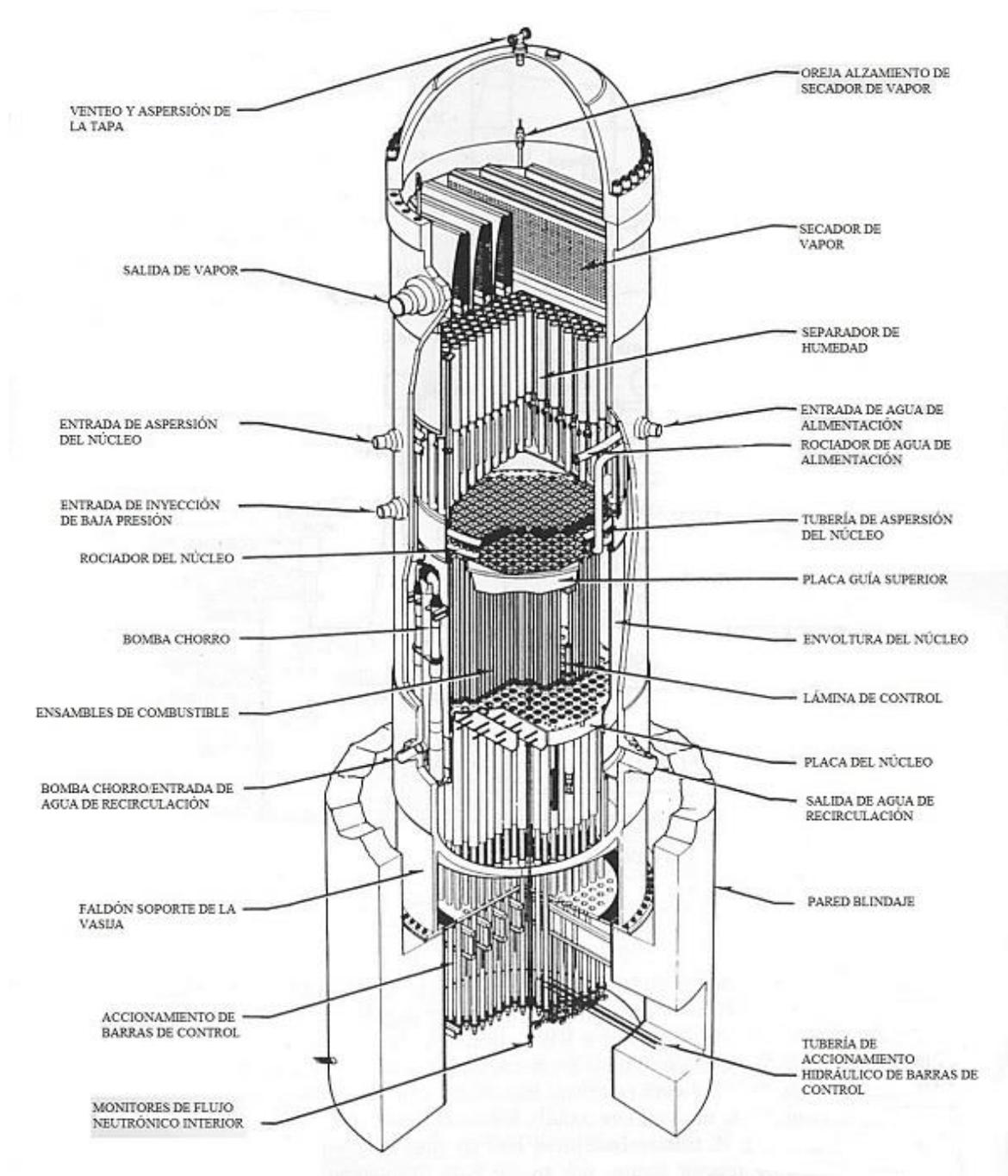


Figura 1.1 Vasija de un reactor BWR (Ronen, 1986)

La idea de un BWR es generar un flujo másico de refrigerante a través del núcleo para que éste pueda remover el calor generado por el proceso de fisión que ocurre en el combustible nuclear. Para que pueda existir esta transferencia de calor por convección forzada en el núcleo, es necesaria la ayuda de las bombas de chorro. Estas bombas se encuentran en las 2 líneas de recirculación que existen en un BWR. Inicialmente, extraen de la vasija una parte del refrigerante localizado en su interior. A continuación, el fluido desalojado de la vasija vuelve a ingresar a ésta por la región del plenum inferior. Debido a lo anterior, el refrigerante se desplaza hacia la parte superior de la vasija.

El agua entra en el estado de líquido subenfriado a una presión de aproximadamente 70 bar (Winterton, 1981). Al ir avanzando hacia arriba, llegará un instante en el cual el refrigerante alcanza la temperatura de saturación. A partir de aquí, la energía que siga absorbiendo el agua hará que ésta empiece a cambiar de fase. En el cambio de fase, la temperatura del agua se mantiene constante, en el valor de la temperatura de saturación a la presión de 70 bar. No todo el líquido se transforma en vapor, ya que es necesario que en toda la parte activa del núcleo (altura del segmento donde se encuentra el combustible nuclear), siempre se conserve al menos la película de agua alrededor de la barra de combustible. A la salida de la parte activa del núcleo se tiene alrededor del 70% de vacíos del refrigerante en la mezcla agua-vapor (Demazière, 2013).

Una vez que se tiene una mezcla de vapor y agua, al finalizar el recorrido del núcleo solamente se conserva el vapor saturado seco al hacer fluir la mezcla agua-vapor a través de los separadores ciclónicos y los secadores de vapor.

El proceso explicado anteriormente define a un ciclo directo del reactor.

Finalmente, las dimensiones aproximadas de la vasija de un reactor BWR son por ejemplo: (Demazière, 2013)

- Diámetro externo: 6 m
- Diámetro interno: 5.5 m (Winterton, 1981)
- Espesor de la pared de la vasija: 0.14 m (Winterton, 1981)
- Altura: 21 m
- Parte activa del núcleo: 4m
- Diámetro del núcleo: 4.5 m

1.2 Núcleo de un BWR

Como se mencionó anteriormente, el combustible nuclear se aloja en el núcleo de un BWR. En particular, éste se encuentra en los elementos de combustible llamados ensambles de combustible. En la Figura 1.2 se muestra la parte radial de un núcleo de un BWR. El rango de ensambles de combustible en un BWR varía acorde con la potencia térmica para la cual

se diseñó, desde 150 hasta 700 (Demazière, 2013). Sin embargo, el núcleo del BWR simulado en el presente trabajo tiene 444 ensamblajes de combustible. En este arreglo, existen además 109 barras de control cruciformes, las cuales penetran por la parte inferior del núcleo (Winterton, 1981).

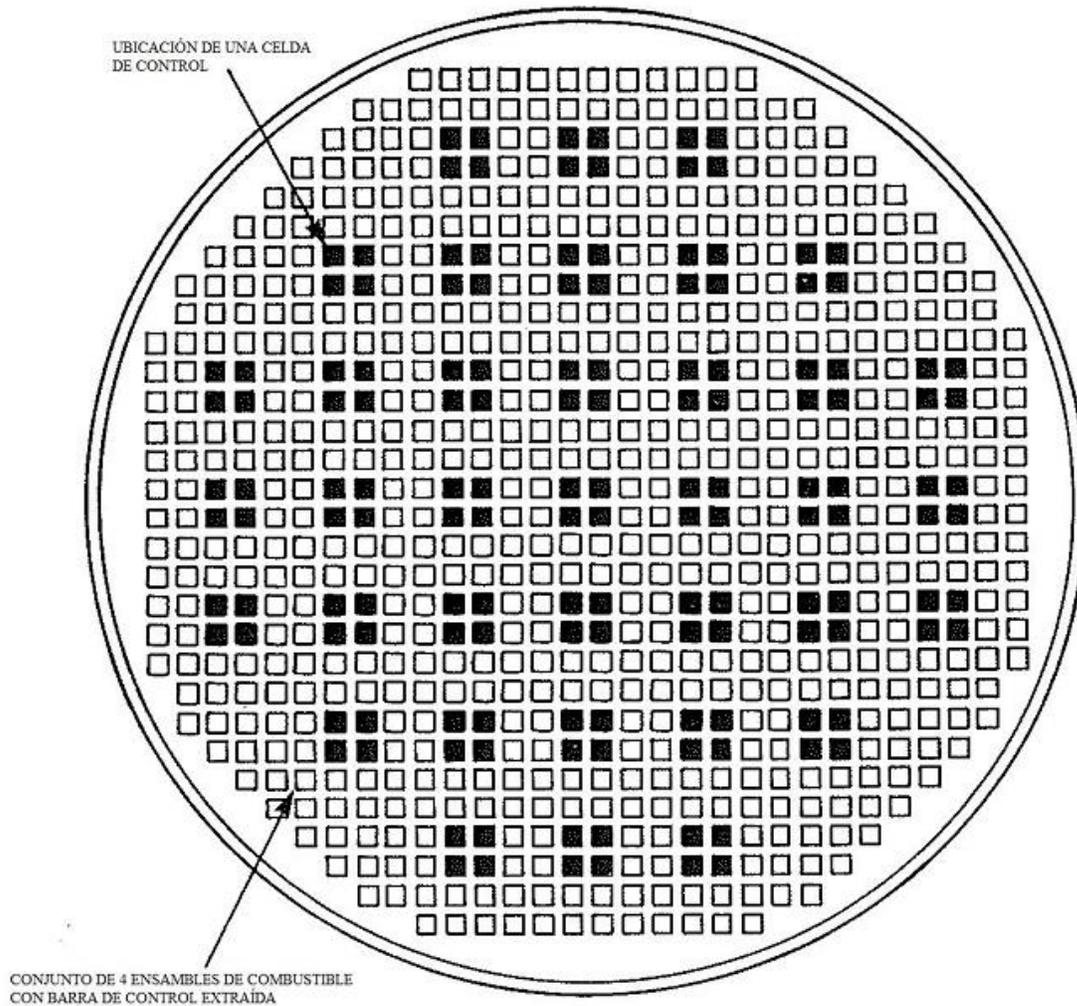


Figura 1.2 Corte transversal del núcleo de un reactor BWR incluyendo la envolvente (Ronen, 1986)

1.3 Celdas de Control

El núcleo de 444 ensamblajes de combustible tiene 109 celdas de control (CCC de sus siglas en inglés, Control Cell Core). En cada celda de control existe una barra de control, la cual pasa en medio de un arreglo de 2x2 ensamblajes de combustible (Ronen, 1986). Aunque el

núcleo mostrado en la Figura 1.2 no es el núcleo simulado en este trabajo, aquí se ejemplifica la ubicación de una celda de control en el núcleo.

En el núcleo que se simulará existen 8 ensambles de combustible que no pertenecen a una celda de control, por lo que no son afectados directamente por una barra de control. Sin embargo, aunque pareciera que no hubiera forma de controlar las reacciones de fisión en los 8 ensambles, se colocan en este sitio ensambles con un quemado alto, y basta controlar a los ensambles vecinos para poder controlar a estos 8 ensambles.

El núcleo a su vez está rodeado radialmente por la envoltura del núcleo. En su parte inferior y superior se encuentra la placa soporte del núcleo, y la placa guía superior del núcleo, respectivamente. Esto se puede observar en la Figura 1.1.

1.4 Ensamblajes de Combustible

Dependiendo de su diseño, cada uno de estos ensambles de combustible está formado a su vez por un conjunto de varillas de combustible, tubos de agua, y un canal del combustible en forma de prisma rectangular que resguarda a este sistema. Las dimensiones aproximadas de un ensamble de combustible en un BWR son

- Altura: 4 m
- Lado: 13 cm

Como se observa en la Figura 1.3 (a), en la parte inferior de un ensamble de combustible se tiene la pieza nariz, la cual embona en uno de los agujeros que tiene la placa soporte del núcleo. Cuando se realiza un cambio de posición de un ensamble de combustible en una recarga, el ensamble debe estar con la rotación adecuada. Esto se logra observando la posición del asa, con la cual también se puede extraer o colocar el ensamble de combustible en la posición deseada.

Con ayuda de la placa de sujeción superior e inferior en el ensamble de combustible, se le da soporte al peso de las varillas de combustible. Además, con los espaciadores se mantiene la distancia entre las varillas de combustible, y amortiguan las vibraciones que produce el refrigerante en su paso a lo largo de cada ensamble.

En la placa de sujeción inferior se tiene un filtro de desechos que no deja pasar desechos mayores a 3 mm de espesor, y está hecho de acero inoxidable.

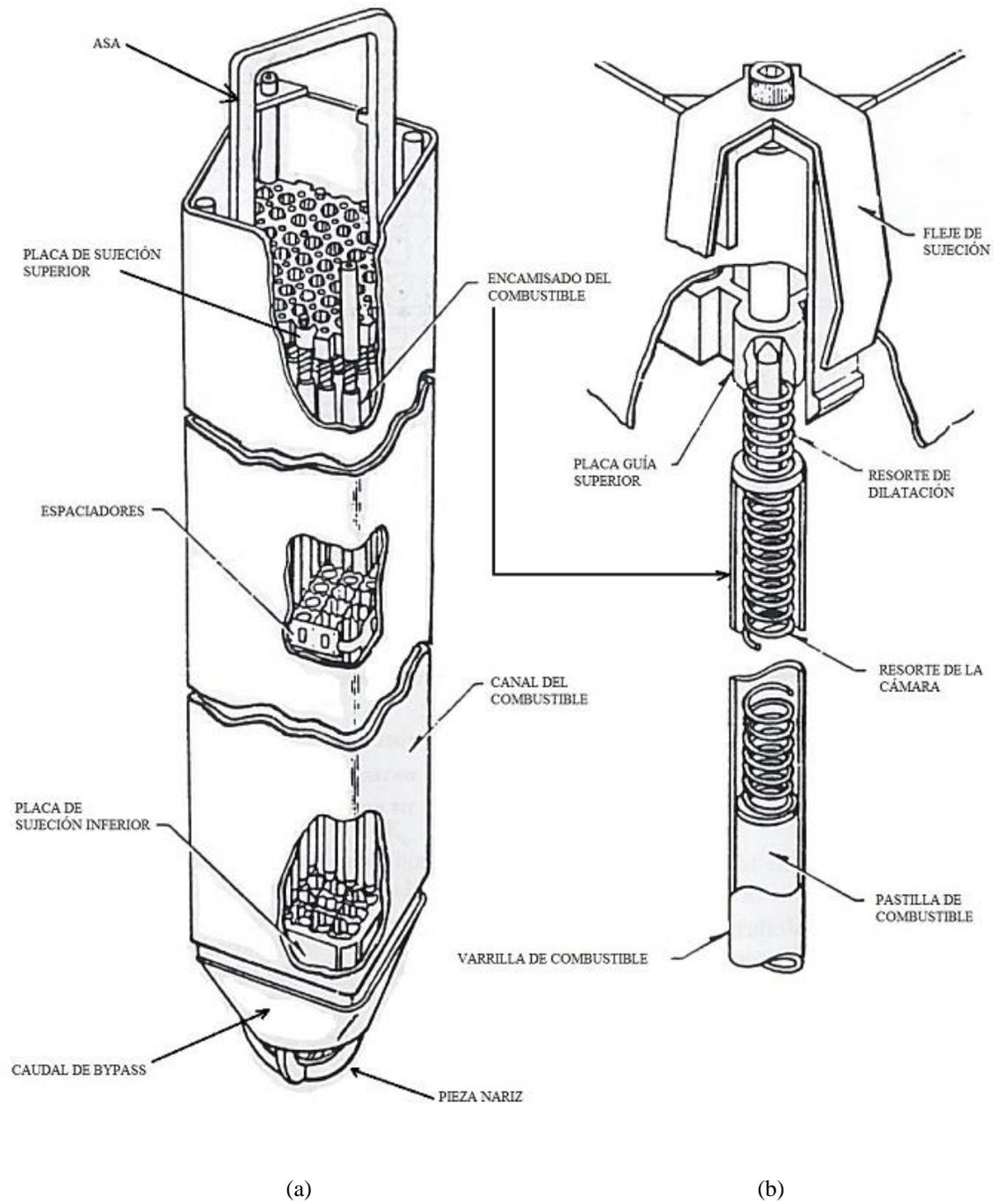


Figura 1.3 (a) El ensamblaje de combustible, (b) La varilla de combustible de longitud total (Ronen, 1986)

Los tubos de agua se localizan por lo general en la parte central del ensamblaje de combustible, paralelos a las varillas de combustible. Su función principal es moderar los neutrones a energías térmicas (Figura 1.4).

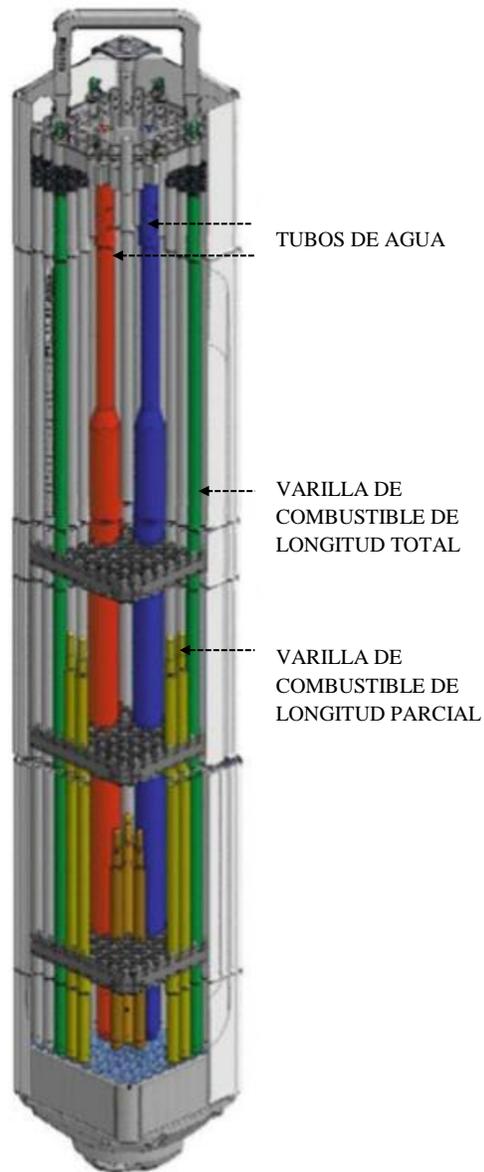


Figura 1.4 El ensamblaje de combustible con 2 tubos de agua (Cacuci, 2010)

El canal del combustible está hecho de acero inoxidable. Una de las características interesantes del canal del combustible se presenta en la parte interna de su superficie. La forma de esta superficie interna es de sierra. Así, se evita que exista un flujo laminar en esta pared. Por lo tanto se genera un flujo turbulento cerca de esta superficie, lo que ayuda positivamente en la extracción del calor generado en las varillas de combustible.

1.5 Varillas de Combustible

En las varillas de combustible se encuentra el combustible nuclear. También se les conoce como barras de combustible. Tienen la forma de un cilindro, y están formadas por un apilado axial de varias pastillas de combustible. El apilado de pastillas de combustible está envuelto por un encamisado hecho de zircaloy. Sin embargo, no se permite un contacto entre el encamisado de la varilla de combustible y la pastilla de combustible (puntos calientes), ya que en la operación del reactor se dañaría el encamisado, liberando productos de fisión al refrigerante. Así, se tiene una región entre la pastilla de combustible y el encamisado, llamada huelgo.

El huelgo está compuesto de helio, a una presión alta, ya que tiene que resistir la presión generada por el refrigerante en el exterior de la varilla de combustible.

Existen 2 tipos de varilla de combustible en el ensamble de combustible que se simulará en este trabajo.

Varillas de combustible de longitud total

En la Figura 1.3 (b), se muestra una varilla de combustible de longitud total. En la parte superior dentro de la varilla de combustible se tiene una cámara o espacio que aloja los gases de fisión. Aquí ya no hay pastillas de combustible. Proporcionan una región necesaria para permitir que se expandan los gases de fisión. Por medio de un resorte de la cámara, también se permite una expansión axial térmica de las pastillas de combustible, y que éstos se mantengan en su posición axial. El largo de estas varillas es de 3.8 metros aproximadamente.

En la parte superior del exterior de la varilla de combustible hay un resorte de dilatación, lo que permite que la varilla de combustible en conjunto, pueda expandirse axialmente, debido a la expansión térmica del zircaloy.

Varillas de combustible de longitud parcial

Están aseguradas en la placa de sujeción inferior del ensamble de combustible. Gracias a este tipo de varillas parciales, se reduce la caída de presión de la mezcla agua-vapor y se optimiza el combustible (Crossland, 2012). A diferencia de las varillas de longitud total, las de longitud parcial miden aproximadamente 2.6 metros.

1.6 Pastillas de Combustible

Una pastilla de combustible es un material cerámico donde se encuentra el combustible nuclear. Es un cilindro con una altura y un diámetro de alrededor de 1 cm (Demazière, 2013). Para fabricar una pastilla se utiliza el proceso de sinterización en el que el combustible nuclear en forma de polvo se compacta con resinas y otros elementos.

También se permite cierto grado de porosidad para alojar los productos de fisión gaseosos y que la presión interna en la pastilla no la fracture.

Existen 2 tipos de pastilla de combustible. El primer tipo de pastilla de combustible está compuesto de dióxido de uranio (UO_2), el cual puede tener distintos enriquecimientos de U^{235} , en un rango del 0.7% al 5%. El segundo tipo de pastilla de combustible está compuesto de (UO_2) más un porcentaje de enriquecimiento de trióxido de gadolinio (Gd_2O_3) también llamado gadolinia.

1.7 Gadolinio

El trióxido de gadolinio es un absorbedor quemable, el cual está presente en algunas pastillas de combustible. Su función principal es controlar la reactividad al inicio de la operación de un reactor, ya que existe un exceso de reactividad, y lo que se pretende es no gastar en exceso el combustible en el inicio del ciclo de operación (BOC de sus siglas en inglés, Beginning Of Cycle). También ayuda a tener una potencia más uniforme en el reactor (Ronen, 1986).

Para tener una potencia radial más uniforme, lo que se hace es proporcionar diferentes enriquecimientos de gadolinio a cada uno de los tipos de ensamble de combustible presentes en el núcleo.

La variación axial del gadolinio a través de la parte activa del núcleo sube la potencia en la parte baja del núcleo en el BOC, para que al final del ciclo (EOC de sus siglas en inglés, End Of Cycle) no sea tan alta, debido a que ya no habrá barras de control insertadas en el núcleo (Ronen, 1986).

1.8 Barras de Control

La función principal de las barras de control es apagar el núcleo de un reactor bajo cualquier circunstancia. Además, regulan la potencia del núcleo durante períodos cortos y largos. También moldean la distribución de potencia lo más uniformemente posible para obtener una extracción adecuada de la energía térmica del núcleo (Ronen, 1986).

La porción que absorbe a los neutrones en una barra de control es una varilla de material absorbedor de neutrones, encapsulada en un encamisado de acero inoxidable. Así, se forma un arreglo cruciforme de varillas llamado barra de control, como se muestra en la Figura 1.5. El espacio entre estas varillas se llena con un material dispersor de neutrones, como el agua. Este conjunto de varillas más agua se encapsula en una cubierta de acero inoxidable. En la Figura 1.6 se muestra el corte transversal de una hoja de barra de control en donde se distingue la ubicación de cada uno de sus componentes.

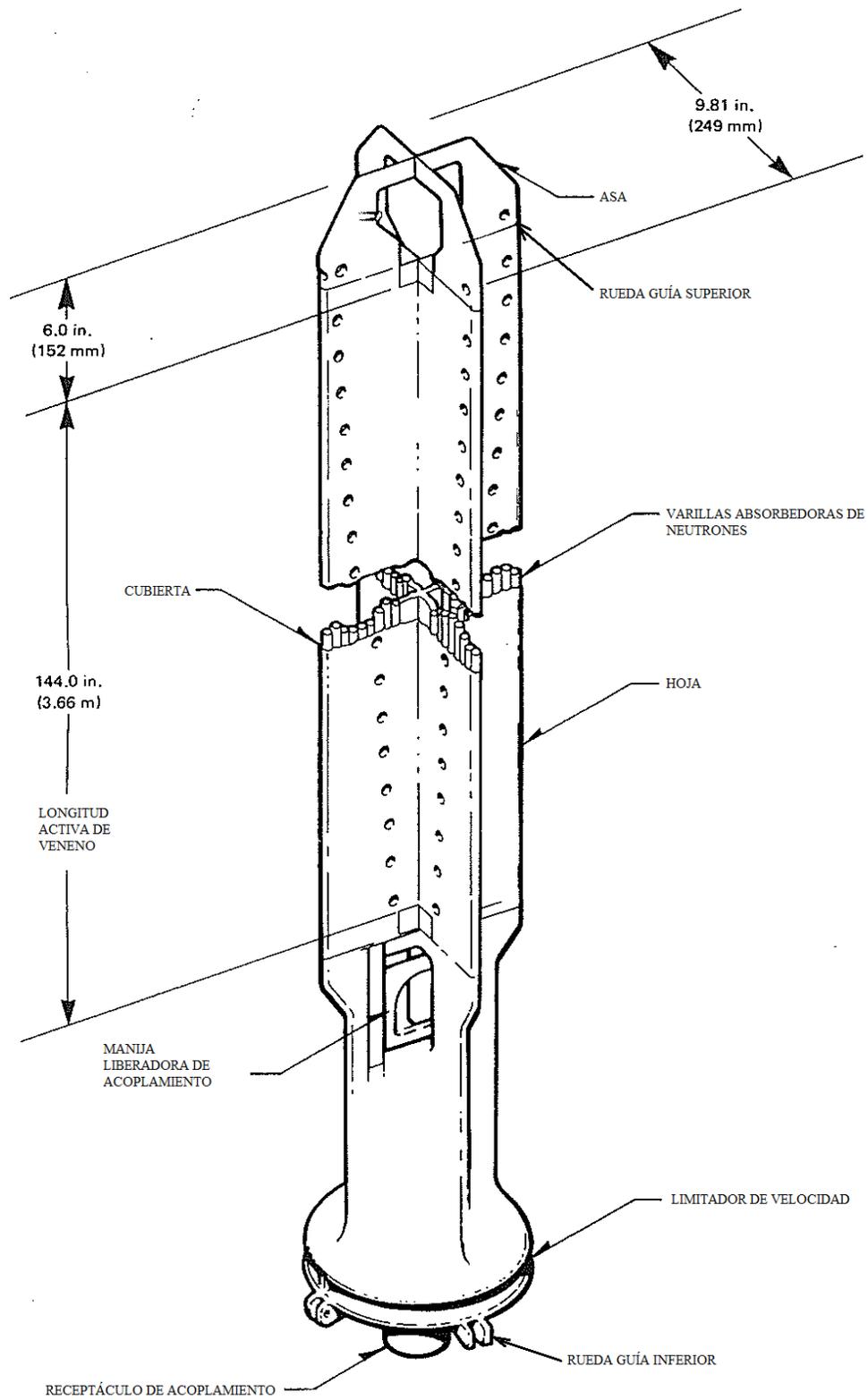


Figura 1.5 Barra de control de un BWR (Ronen, 1986)

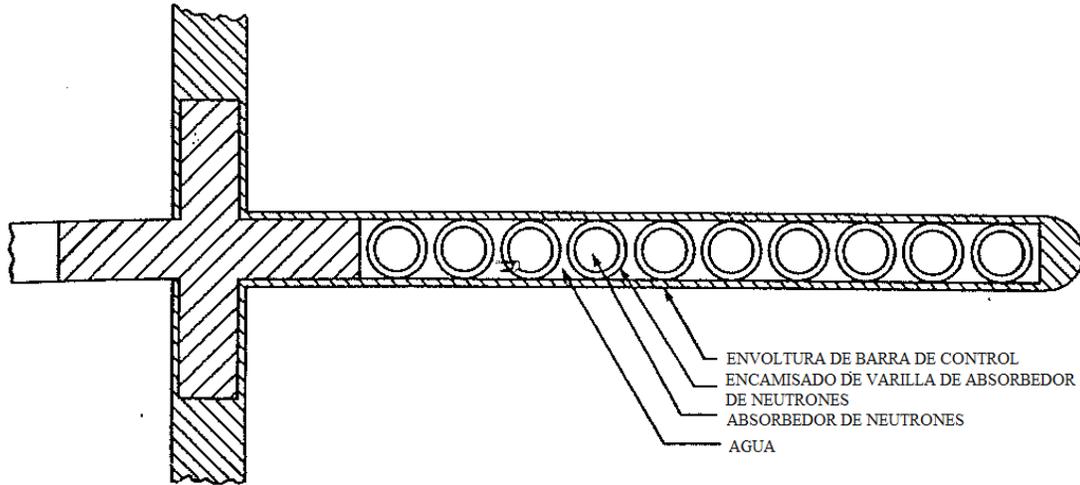


Figura 1.6 Corte transversal de una hoja de barra de control (Ronen, 1986)

Los materiales más usados para las varillas absorbedoras de neutrones son el carburo de boro, el indio, la plata, el cadmio y el hafnio (Ronen, 1986).

En el presente trabajo se utilizó un solo tipo de barra de control pudiendo existir más tipos de barra de control. En cada una de las 4 hojas de la barra de control cruciforme se colocaron 17 varillas de material absorbedor. En las primeras 12 varillas más cercanas al centro de la barra de control cruciforme el material absorbedor es carburo de boro, en las siguientes 2 varillas el material es aire, y en las últimas 3 varillas el material absorbedor es hafnio.

1.9 Bancos de Barra de Control

Como se mencionó anteriormente, en un BWR las barras de control entran al núcleo por la parte inferior. Las barras de control son insertadas en el núcleo en grupos, o bancos de barras de control. El estado que describe al sistema con todas las barras de control insertadas 48 muescas, o al 96% de la altura de la sección activa del núcleo, se le conoce como *ARI*, de sus siglas en inglés, All Rods In. Este estado de un BWR es subcrítico, y es el estado antes del inicio del ciclo de operación del núcleo de un BWR.

Por otro lado, el estado que describe al sistema con todas las barras de control extraídas totalmente de la sección activa del núcleo se le conoce como *ARO*, de sus siglas en inglés, All Rods Out.

CAPÍTULO 2

CONCEPTOS FÍSICOS

CAPÍTULO 2. CONCEPTOS FÍSICOS

2.0 Introducción

La física de reactores nucleares explica los fenómenos físicos que ocurren en un reactor nuclear siendo un campo de la ingeniería nuclear muy extenso. Sin embargo, en este trabajo se consideran algunos fenómenos físicos importantes para el estudio de un ciclo de operación, los cuales son presentados en este capítulo.

2.1 Secciones Eficaces Microscópicas

Es la probabilidad por núclido de que un neutrón proveniente de un haz de neutrones interactúe con este núcleo. En otras palabras, es la probabilidad de ocurrencia de una reacción neutrón-núcleo.

Las unidades de las secciones eficaces microscópicas están dadas en unidades de barns, donde 1 barn equivale a 10^{-24} cm^2 (Lamarsh, 1983).

Para cada tipo de reacción α , se define un tipo de sección eficaz característica de esa reacción, la cual depende de la velocidad y la dirección del neutrón incidente, así como el núclido con el que colisiona el neutrón.

La jerarquía de las secciones eficaces microscópicas cumplen:

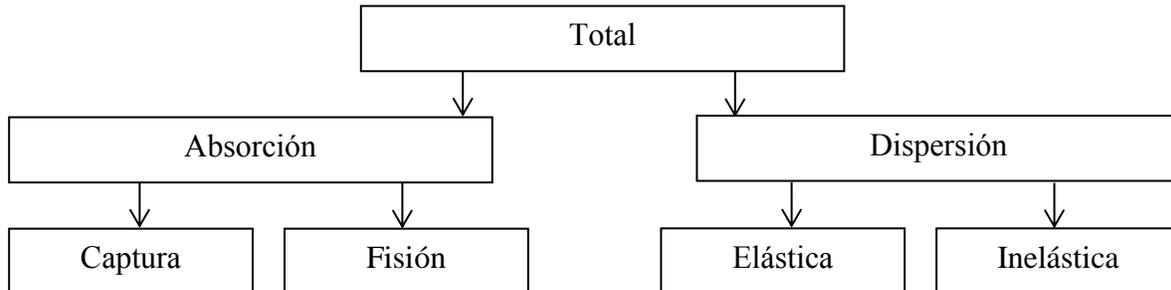


Figura 2.1 Jerarquía de las secciones eficaces

Además, las secciones eficaces microscópicas características cumplen:

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a \quad (2.1.1)$$

$$\sigma_s = \sigma_e + \sigma_{in} \quad (2.1.2)$$

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_\gamma + \sigma_{n,2n} + \sigma_{n,p} + \dots \quad (2.1.3)$$

donde:

- σ_t : Sección eficaz microscópica total.
- σ_s : Sección eficaz microscópica de dispersión.
- σ_a : Sección eficaz microscópica de absorción.
- σ_e : Sección eficaz microscópica de dispersión elástica.
- σ_{in} : Sección eficaz microscópica de dispersión inelástica.
- σ_f : Sección eficaz microscópica de fisión.
- σ_γ : Sección eficaz microscópica de captura radioativa.
- $\sigma_{n,2n}$: Sección eficaz microscópica para la reacción $(n, 2n)$.
- $\sigma_{n,p}$: Sección eficaz microscópica para la reacción (n, p) .

2.2 Secciones Eficaces Macroscópicas

Es la probabilidad de ocurrencia de una reacción del neutrón en una región de un material. Es decir, ahora sí se toma en cuenta la cantidad de núclidos presentes en una región.

La sección eficaz macroscópica en la posición \vec{r} para la interacción α entre neutrones con energía E y núclidos del tipo i se calcula como:

$$\Sigma_\alpha^i(E, \vec{r}, t) = \sigma_\alpha^i(E) x_i(\vec{r}, t) \quad (2.2.1)$$

donde:

- $\sigma_\alpha^i(E)$: Sección eficaz microscópica para la reacción α del núclido i , con energía del neutrón incidente E .
- $x_i(\vec{r}, t)$: Densidad atómica del núclido i en la posición \vec{r} al tiempo t .

Las unidades de las secciones eficaces macroscópicas están dadas en cm^{-1} . Similarmente, las secciones eficaces macroscópicas también cumplen las igualdades que se cumplen para las secciones eficaces microscópicas, mostradas en las ecuaciones (2.1.1), (2.1.2) y (2.1.3), pero ahora se reemplaza σ por Σ en estas ecuaciones.

2.3 Secciones Eficaces Macroscópicas para una Mezcla de Elementos

La probabilidad de que exista una interacción neutrón-núcleo del tipo α está en función de la sección eficaz microscópica del tipo α , $\sigma_{\alpha}(E)$. Por lo tanto, si se considera una región homogénea (NZ) en forma de un compuesto o una mezcla, con N tipos distintos de núclidos, entonces la sección eficaz macroscópica del tipo α se calcula como: (Glasstone, 1955)

$$\Sigma_{\alpha}(E, NZ) = \sum_{i=1}^N \sigma_{\alpha}^i(E) x_i(NZ) \quad (2.3.1)$$

donde:

- $x_i(NZ)$: La densidad atómica del i -ésimo núclido en la región homogénea NZ.
- $\sigma_{\alpha}^i(E)$: La sección eficaz microscópica de la reacción tipo α del i -ésimo núclido.

2.4 Ciclo de Vida de un Neutrón en un Reactor Nuclear

Algunos neutrones generados en el proceso de fisión serán los que producirán nuevas fisiones en un tiempo posterior. Al proceso en que los neutrones rápidos de fisión disminuyen su energía hasta energías térmicas y logran producir nuevas fisiones se le conoce como el ciclo de vida de un neutrón (U.S. Department of Energy, 1993).

Una condición necesaria para que se mantenga la reacción en cadena de fisión, es que al menos en promedio, un núcleo ya fisionado produzca un neutrón que pueda fisionar a otro núcleo. El término matemático que calcula si se cumple o no esta condición se llama factor de multiplicación.

Existen 2 tipos de factor de multiplicación, k_{inf} y k_{eff} . El factor de multiplicación infinita k_{inf} se presenta en el sistema nuclear hipotético donde no existe fuga alguna de neutrones, ya que se considera una geometría infinita. Esto se puede lograr considerando condiciones de frontera de reflexión o de periodicidad. Por otro lado, el factor de multiplicación efectiva k_{eff} sí considera las fugas de neutrones que se presentan en una geometría finita. Esto se puede lograr considerando condiciones de frontera que toman en cuenta la pérdida de neutrones una vez que salen de la geometría.

Es importante saber el valor del factor de multiplicación, ya que con este valor, se puede saber si el reactor es subcrítico, crítico o supercrítico.

2.4.1 El factor de multiplicación infinita k_{inf}

En el caso más sencillo, considérese un reactor nuclear infinito, en el cual no existe ninguna fuga de neutrones. El factor de multiplicación se define como la razón de

$$k_{inf} = \frac{\text{(producción de neutrones de fisión en una generación)}}{\text{(producción de neutrones de fisión en la generación inmediata anterior)}} \quad (2.4.1)$$

Durante la fase de vida de un neutrón, éste pasa por distintas reacciones. Hay 4 factores que no dependen de la forma y tamaño del reactor (U.S. Department of Energy, 1993), y que describen la forma de calcular k_{inf} .

$$k_{inf} = \varepsilon p f \eta \quad (2.4.2)$$

donde:

- ε : Factor de fisión rápida.
- p : Probabilidad de escape a las resonancias.
- f : Factor de utilización térmica.
- η : Factor de reproducción.

Factor de fisión rápida

Cuantifica el incremento de la población de neutrones rápidos, o de energías altas. Esto es debido a que un neutrón rápido puede producir una fisión al interactuar con el núcleo de un material físil o fisionable.

Sin embargo, este incremento es pequeño debido a que las secciones eficaces macroscópicas de fisión del U-235 y del U-238 son muy bajas cuando se considera un neutrón rápido.

Finalmente, los valores de ε son ligeramente mayores a 1.

Probabilidad de escape a las resonancias

A continuación, el neutrón rápido pierde energía al interactuar con los núcleos de los materiales presentes en el sistema nuclear. En este proceso de termalización, existe una probabilidad de que el neutrón sea absorbido en la región de resonancia del U-238. Así, p se define como la probabilidad de que un neutrón rápido no sea absorbido por un pico de

resonancia, y que alcance energías térmicas. Este parámetro siempre tendrá valores menores a 1.

Factor de utilización térmica

A la población de los neutrones que lograron termalizarse se les conoce como neutrones térmicos. El factor de utilización térmica cuantifica qué tan efectivo es el combustible para absorber a los neutrones térmicos en el sistema nuclear. Así, f se calcula como la fracción de los neutrones térmicos absorbidos en el combustible, del total de los neutrones térmicos absorbidos en todos los materiales. Este parámetro siempre tendrá valores menores a 1.

Factor de reproducción

Finalmente, algunos neutrones térmicos que son absorbidos en el combustible producen fisiones. En las fisiones se generan los productos de fisión, los cuales emiten neutrones rápidos. Así, η es la razón entre el número de neutrones rápidos generados de las fisiones térmicas entre el número de neutrones térmicos absorbidos en el combustible.

2.4.2 El factor de multiplicación efectiva k_{eff}

En el caso más real, un reactor nuclear, en este caso un BWR, tiene fugas, tanto de neutrones térmicos, como de neutrones rápidos. Para considerar estas pérdidas, se define el factor de multiplicación efectiva como:

$$k_{eff} = \frac{\text{producción de neutrones de fisión}}{(\text{neutrones absorbidos}) + (\text{neutrones fugados})} \quad (2.4.3)$$

La fórmula de los 6 factores describe estas fugas, y está relacionada con k_{inf} de la siguiente manera:

$$k_{eff} = k_{inf} P_f P_t \quad (2.4.4)$$

donde:

P_f : Probabilidad de no fuga de neutrones rápidos.

P_t : Probabilidad de no fuga de neutrones térmicos.

Finalmente, k_{eff} se puede calcular con la fórmula de los 6 factores:

$$k_{eff} = \epsilon p f \eta P_f P_t \quad (2.4.5)$$

Dependiendo del valor de k_{eff} se determina si un reactor es subcrítico, crítico, o supercrítico. Si

- $k_{eff} < 1$ El reactor es subcrítico
- $k_{eff} = 1$ El reactor es crítico
- $k_{eff} > 1$ El reactor es supercrítico

Reactor crítico

Se tiene una reacción en cadena autosostenida. Esto significa que en promedio, un neutrón producido en el proceso de fisión generará una nueva fisión.

Reactor subcrítico

Ya no se logra una reacción en cadena autosostenida, lo cual implica que irá disminuyendo el número de neutrones de generación en generación, hasta que ya no existan fisiones.

Reactor supercrítico

En promedio, un neutrón producido en el proceso de fisión generará más de una nueva fisión, lo cual producirá que el número de neutrones incremente exponencialmente en este reactor.

2.5 Quemado del Combustible Nuclear en el Núcleo de un BWR

En este proceso, se extrae energía del núcleo. Sin embargo, también se producen productos de fisión, actínidos menores, y sobretodo, la composición de los materiales combustibles cambia, lo que a su vez cambia las propiedades físicas del reactor.

2.5.1 Productos de fisión

Una fisión se presenta cuando un neutrón es absorbido por un núclido físil o fisionable, y el núclido se parte en 2 o más fragmentos. A estos fragmentos, cuando decaen, se les conoce como los productos de fisión. Cuando ocurre una fisión, el núclido se fragmenta por lo general en forma asimétrica. Es decir, los productos de fisión por lo general tienen masas atómicas muy diferentes. El porcentaje del total de los productos de fisión para un producto de fisión en particular, es igual a la razón del número de núclidos del producto de fisión de interés, entre el número total de productos de fisión generados.

Los productos de fisión son altamente radioactivos debido a que tienen un exceso de neutrones, y decaen generalmente por radiación beta y gamma. Los productos de fisión son el causante del calor de decaimiento que se presenta en el combustible cuando ya no está

operando. Por este motivo, es necesario contar con un sistema de enfriamiento del núcleo, incluso cuando no está operando (Lamarsh, 1983).

2.5.2 Actínidos menores

Los actínidos menores no son productos de fisión. Éstos se generan ya que el material fisionable absorbe neutrones, y al transmutar, genera núclidos con una masa atómica mayor. Los actínidos más importantes en el campo de la física de reactores son algunos isótopos del neptunio (Np), americio (Am), curio (Cm) y del plutonio (Pu), siendo el Pu-239 el más importante de todos debido a que al ser un material físil, contribuye a la generación de fisiones en el núcleo. Los actínidos menores presentan un gran problema, debido a que varios de ellos presentan tiempos de decaimiento del orden de miles de años. Es por eso que es necesario saber el inventario de los actínidos menores producidos en un BWR, ya que son el factor que produce que el combustible nuclear sea radiotóxico por miles de años (Lewis, 2008).

2.5.3 Las ecuaciones de Bateman

Cuando un núclido es inestable o radioactivo, tiende a emitir partículas alfa, beta o gamma, a lo que se conoce como decaimiento radioactivo. Más aún, si cualquier tipo de núclido está inmerso en un flujo neutrónico, existe la posibilidad de que transmute cuando interacciona con un neutrón.

Así, para calcular cómo varía la densidad atómica de cada uno de los N tipos distintos de núclidos presentes en un volumen de control cerrado, se utilizan las ecuaciones de Bateman (Isotalo, 2013), representadas en la ecuación (2.5.1) como:

$$\frac{dx_i}{dt} = -\lambda_i^{eff} x_i + \sum_j^N b_{j,i}^{eff} \lambda_j^{eff} x_j \quad \text{para } i = 1, \dots, N \quad (2.5.1)$$

$$\lambda_i^{eff} = \lambda_i + \phi \sum_{\alpha} \sigma_{\alpha}^i \quad (2.5.2)$$

$$b_{i,j}^{eff} = \frac{b_{i,j} \lambda_j + \sum_{\alpha} y_{i,j,\alpha} \sigma_{\alpha}^i \phi}{\lambda_i^{eff}} \quad (2.5.3)$$

donde:

- x_i : La densidad atómica del i -ésimo núclido.
- λ_i : La constante del decaimiento radioactivo total del i -ésimo núclido.
- σ_α^i : La sección eficaz microscópica de la reacción tipo α , homogeneizada a un grupo de energía, del i -ésimo núclido.
- ϕ : El flujo neutrónico homogeneizado a un grupo de energía.
- $y_{i,j,\alpha}$: El número promedio de núclidos tipo j producidos en la reacción tipo α que ocurre en el i -ésimo núclido.
- $b_{i,j}$: La fracción de decaimientos radioactivos del núclido i que producen al núclido j .

Por otro lado, si se sustituyen las ecuaciones (2.5.2) y (2.5.3) en la ecuación (2.5.1) se obtiene:

$$\frac{dx_i}{dt} = -\lambda_i x_i - \phi \sum_{\alpha} \sigma_{\alpha}^i x_i + \sum_j b_{j,i} \lambda_j x_j + \phi \sum_j \sum_{\alpha} y_{i,j,\alpha} \sigma_{\alpha}^j x_j \quad \text{para } i = 1, \dots, N \quad (2.5.4)$$

El primer término del lado derecho de la ecuación (2.5.4) representa a la pérdida de los núclidos del tipo i por decaimiento radioactivo. El segundo término es la pérdida de los núclidos del tipo i por su transmutación a otro núclido debido a α tipos distintos de interacción. El tercer término calcula la producción de los núclidos del tipo i debido al decaimiento radioactivo de N tipos distintos de núclidos al núclido i . Y finalmente el cuarto término es la producción de los núclidos del tipo i debido a la transmutación de N tipos distintos de núclidos al núclido i considerando α tipos distintos de interacción.

2.5.4 Quemado y quemado específico

Cuando se presenta una fisión nuclear, la energía promedio que se libera es de alrededor de 200 MeV. El quemado del combustible sirve para cuantificar la energía liberada de la fisión en una cantidad de combustible nuclear, y se mide en cantidades de energía en *MWd* (MegaWatts día).

El quemado específico es el quemado que se genera por unidad de masa del metal pesado que se tenía al principio del quemado en el combustible, con unidades de *MWd/KgU* (Lamarsh, 1983).

En relación al quemado del combustible nuclear, se puede clasificar en:

Combustible nuclear fresco. Es aquél que no presenta quemado alguno, ya que no ha estado en el ciclo de operación de un reactor nuclear.

Combustible nuclear gastado. Es el combustible extraído del reactor nuclear una vez que ha sido utilizado siendo común llamarle desecho radioactivo.

2.6 Ciclo de Operación.

El ciclo de operación de un reactor nuclear es el tiempo ininterrumpido en el cual opera un reactor nuclear con el mismo material combustible. En un ciclo de operación, el reactor se mantiene crítico. El núcleo del reactor se debe diseñar de tal forma que sea supercrítico con todas las barras de control fuera y subcrítico con todas éstas insertadas. No obstante, antes de iniciar la operación de un reactor, éste se encuentra en el estado ARI (Ver Sección 1.9). Después se inicia la extracción de barras de control hasta hacer al reactor crítico. Y es aquí donde inicia el ciclo de operación del reactor nuclear. Es importante hacer notar que durante todo el ciclo de operación, el valor de k_{eff} debe ser igual a 1, para mantener constante a la potencia del reactor. A medida que el combustible nuclear se va gastando, es necesario extraer más barras de control para mantener la criticidad del reactor. Llegará un instante en que se han extraído todas las barras de control, y el valor de k_{eff} alcance valores menores a 1. Una vez que ha ocurrido lo anterior, el ciclo de operación habrá terminado, y será necesario realizar una recarga de combustible, para que el reactor vuelva a ser operacional.

2.7 Recarga de Combustible

Finalmente, la recarga de combustible es el proceso de extracción de aproximadamente la cuarta parte de los ensambles de combustible con mayor quemado, de aproximadamente 45 MWd/KgU , por ensambles de combustible fresco. Además, existe un reacomodo de todos los ensambles de combustible en el núcleo con el fin de obtener la mejor extracción de energía del combustible nuclear.

CAPÍTULO 3

DESCRIPCIÓN DE LA

HERRAMIENTA DE CÓMPUTO

SERPENT

CAPÍTULO 3. DESCRIPCIÓN DE LA HERRAMIENTA DE CÓMPUTO SERPENT

3.0 Introducción

El código Serpent utiliza el método de Monte Carlo para simular la física de los neutrones en un sistema nuclear. Al ser este método la parte esencial del código Serpent, es necesario conocer su funcionamiento.

3.1 Método de Monte Carlo

El método de Monte Carlo no resuelve ningún tipo de ecuación de transporte de neutrones, más bien, es un método estocástico donde se realizan NH simulaciones, las cuales son llamadas las NH historias de un neutrón. En cada simulación un solo neutrón interactúa con los materiales en un arreglo geométrico construido por el usuario, donde se considera el nacimiento de un neutrón, sus colisiones con el medio, y su absorción o fuga.

3.1.1 Camino continuo variable

Para describir el recorrido de un neutrón en una geometría dada, es necesario especificar lo que se conoce como el camino aleatorio continuo de un neutrón.

Se considera que el neutrón estará en los estados desde P_1 hasta P_k . En donde P_1 es el estado inicial donde el neutrón tendrá su primera colisión. Después, el neutrón se mueve hasta el estado P_2 , en su segunda colisión. Luego de haber recorrido varios estados, P_k es el estado donde el neutrón es absorbido, o bien, se ha fugado de la geometría dada. Así, el conjunto $(P_1, P_2, \dots, P_i, \dots, P_k)$ es el camino aleatorio de un neutrón, donde el proceso que realiza para recorrer estos estados se le conoce como el proceso del camino aleatorio del neutrón en cuestión (Ronen, 1986). También, a este proceso se le conoce como una historia.

El camino aleatorio del neutrón en el estado P_{i+1} sólo dependerá de la energía y de las coordenadas del neutrón en el estado P_i .

Función de densidad de probabilidad

La función de densidad de probabilidad (fdp) $f(x)$ de una variable aleatoria continua X satisface la igualdad (3.1.1). La probabilidad de que X se encuentre entre x y $x+dx$ es igual a $f(x)dx$ (Meyer, 1986).

O bien:

$$P(x \leq X \leq x + dx) = f(x)dx \quad (3.1.1)$$

Una fdp tiene las siguientes propiedades:

$$f(x) \geq 0, -\infty \leq x \leq \infty \quad (3.1.2)$$

$$\int_{-\infty}^{\infty} f(x)dx = 1 \quad (3.1.3)$$

$$P(a \leq X \leq b) = \int_a^b f(x)dx \quad (3.1.4)$$

Función de distribución acumulativa

Una función de distribución acumulativa (fda) $F(x_0)$ de la variable discreta X con una fdp $f(x)$ definida en el intervalo $[a,b]$ cumple: (Meyer, 1986)

$$F(x_0) = P[x \leq x_0] = \int_{-\infty}^{x_0} f(x)dx = \int_a^{x_0} f(x)dx \quad (3.1.5)$$

ya que $a \leq x_0 \leq b$.

La condición de muestreo dice que se puede tomar una muestra x de la fdp $f(x)$ definida en el intervalo $[a,b]$ si se toma x de la fda $F(x_0)$, dado que para cada x_0 fijo se cumple:

$$F(x_0) = P[x < x_0] \quad (3.1.6)$$

Así, la metodología para tomar un muestreo x de la fdp $f(x)$ es la siguiente (Ronen, 1986). Primero se obtiene un valor ξ entre el intervalo $[0,1]$, el cual proviene de un generador aleatorio de números uniformes por medio de una rutina interna del código de cómputo (Kroese, 2011), y después se obtiene el valor de x que corresponde a ξ resolviendo la ecuación $F(x) = \xi$.

Muestreo de la distancia al punto de colisión

Para realizar el muestreo en un medio homogéneo de la distancia que existe entre el neutrón hasta el punto en que va a colisionar, se utiliza la fdp $f(x) = \Sigma_t \exp(-\Sigma_t x)$ (Lamarsh, 1983). Resolviendo al considerar el intervalo $[0,1]$, se obtiene

$$\xi = F(x) = \int_a^x f(x') dx' = \int_0^x \Sigma_t \exp(-\Sigma_t x') dx' = 1 - e^{-\Sigma_t x} \quad (3.1.7)$$

Despejando a x y utilizando propiedades de los logaritmos

$$x = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(1 - \xi) \quad (3.1.8)$$

Sin embargo, para calcular el valor de x , dado que ξ y $1 - \xi$ están igualmente distribuidas sobre el intervalo $[0,1]$, se utilizará la expresión (Ronen, 1986)

$$x = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(\xi) \quad (3.1.9)$$

3.1.2 Método del trazado de rayos

Cualquier código que utiliza Monte Carlo sigue en forma parecida el algoritmo mostrado en la Figura 3.1. Se definen los materiales y geometría del sistema nuclear. El sistema se divide en un número de zonas, donde cada zona tiene un material homogéneo y una etiqueta que la identifica, (NZ). Cada zona está delimitada por superficies, donde cada superficie tiene una etiqueta que la identifica, o sea, un número de superficie (NS).

Por medio de un generador de números aleatorios, los cuales se generan por una semilla de números, proporcionada por el usuario al código (Kroese, 2011), se determinan los parámetros iniciales de un neutrón, como la posición, energía, dirección y número de zona.

Para todos los estados que atraviesa el neutrón, (P_1, P_2, \dots, P_k), se necesita saber la zona (NZ) donde se localiza cada estado. Lo anterior implica que las secciones eficaces $\Sigma_t(E, NZ)$ dependerán de la energía del neutrón incidente, así como la zona donde se encuentra el neutrón.

Para encontrar la posición del estado P_1 , con los valores iniciales del neutrón, primero se realiza el muestreo de la distancia al punto de colisión (l_c), el cual se calcula como

$$l_c = -\frac{1}{\Sigma_t(E, NZ)} \ln \xi, \quad 0 \leq \xi \leq 1 \quad (3.1.10)$$

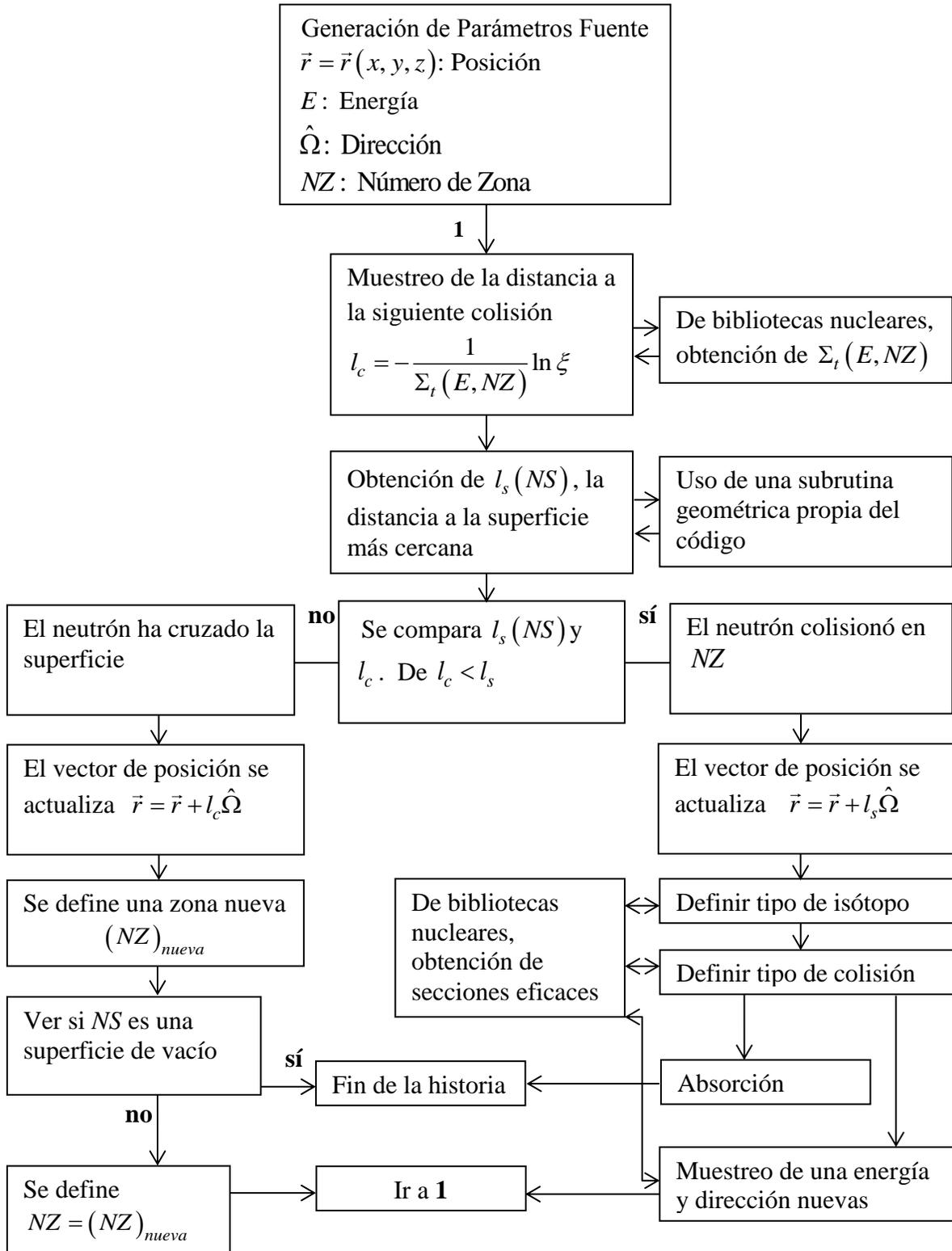


Figura 3.1 Procedimiento general para generar el camino aleatorio de un neutrón (Ronen, 1986)

A continuación, por medio de una paquetería implícita en el código que utiliza rutinas de la geometría, se calcula la distancia a la superficie más cercana (NS) en la dirección $\vec{r} + k\hat{\Omega}$. Esta distancia se denota como $l_s(NS)$. Además, el valor de k se actualizará, ya sea al valor de l_c ó l_s .

Para este momento, se comparan las dos distancias obtenidas, l_c y l_s . Si $l_c < l_s$, el neutrón tendrá su primera colisión en la misma zona (NZ) donde inició su trayectoria. Siguiendo este camino, en el estado P_1 , el vector de posición de este estado se actualiza como $\vec{r} = \vec{r} + l_c\hat{\Omega}$. Se muestrea con qué tipo de isótopo colisiona y qué tipo de reacción ocurre. Si es de dispersión, se muestrea una energía y dirección nuevas. Si es fisión, se puede tomar un neutrón producido en la fisión como el punto de partida para la siguiente historia. Si es absorción, se termina la historia.

Si $l_c > l_s$, el neutrón se “congela” en la frontera de la superficie más cercana (NS), ubicado exactamente en el vector de posición $\vec{r} = \vec{r} + l_s\hat{\Omega}$. Se define una zona diferente (NZ)_{nueva} la zona próxima hacia donde se dirige el neutrón. Si la zona nueva es el vacío, la historia se acabó. Si no es así, se vuelven a calcular $(l_c)_{nueva}$ y $(l_s)_{nueva}$, y se vuelve a iniciar el algoritmo.

La trayectoria libre media en cada tipo de material se calcula como

$$\lambda_i = \frac{1}{\Sigma_t(E, NZ)} \quad (3.1.11)$$

El método anterior para encontrar la historia de un neutrón se conoce como el método del trazado de rayos. Como se observó anteriormente, este método tiene la desventaja de hacer una pausa en la superficie que divide a 2 zonas contiguas, lo que hace que se pierda tiempo en esta pausa.

3.1.3 Método del rastreo delta de Woodcock

El código Serpent, además del método del trazado de rayos, utiliza otro método llamado el método del rastreo delta de Woodcock (Serpent, 2014). Este método se basa en agregar colisiones virtuales en los puntos donde el neutrón cruza a una superficie para homogeneizar todas las secciones eficaces macroscópicas totales a una sección eficaz llamada la sección eficaz macroscópica mayor $\Sigma_{maj}(E)$ (Kaltiaisenaho, 2014).

Una colisión virtual tiene la característica de ser una colisión elástica que no cambia ni la dirección, ni la energía del neutrón incidente, es decir, el neutrón no es afectado en la simulación. Una colisión virtual en una región (NZ) se le puede asignar la sección macroscópica $\Sigma_0(E, NZ)$. Para obtener este tipo de secciones eficaces en cada material, se observa qué región definida tiene la sección eficaz macroscópica total más alta en todo el sistema nuclear para cada energía. Esto se logra al definir la sección macroscópica total mayor, $\Sigma_{maj}(E)$, la cual es el valor máximo de todas las $\Sigma_t(E, NZ)$, $N = 1, 2, \dots, m$, en las m zonas que existan en la geometría. O bien,

$$\Sigma_{maj}(E) = \max\{\Sigma_t(E, NZ), N = 1, 2, \dots, m\} \quad (3.1.12)$$

Ya que la sección eficaz macroscópica obtenida $\Sigma_{maj}(E)$ es igual en toda la geometría, también lo es para cada región (NZ). Así, para cada región (NZ), $\Sigma_0(E, NZ)$ se obtiene como

$$\Sigma_0(E, NZ) = \Sigma_{maj}(E) - \Sigma_t(E, NZ) \quad (3.1.13)$$

Además, la sección macroscópica total definida en una región (NZ) se puede escribir como la suma de la sección macroscópica total más la sección macroscópica proveniente de colisiones virtuales.

$$\Sigma'_t(E, NZ) = \Sigma_t(E, NZ) + \Sigma_0(E, NZ) \quad (3.1.14)$$

Así, la trayectoria libre media λ_{maj} será válida para las m zonas que existan en la geometría, y ya no es necesario calcular las distancias del neutrón a la superficie más cercana $l_s(NS)$.

En este caso se necesita un muestreo de rechazo, el cual analiza cada estado de colisión P_i . Si la colisión es real en el estado P_i , se acepta esta colisión, y se le asocia la probabilidad de ocurrencia como

$$P(P_i) = \frac{\Sigma_t(E, NZ)}{\Sigma_{maj}(E)} \quad (3.1.15)$$

Si la colisión es virtual en el estado P_i , se rechaza esta colisión, y se continúa el camino o la historia del neutrón.

Este método tiene algunas ventajas. Es computacionalmente más rápido, ya que no necesita calcular $l_s(NS)$, haciéndolo muy eficiente en geometrías complejas (Leppänen, 2010).

3.1.4 Uso de los 2 métodos anteriores en Serpent

El método de rastreo delta de Woodcock tiene algunas desventajas. La más importante es la siguiente:

Si en la geometría dada existen materiales altamente absorbedores de neutrones, $\Sigma_{maj}(E)$ se vuelve muy grande comparado con las secciones eficaces de materiales como el agua, especialmente en energías bajas del neutrón y en la región de resonancia. Por lo tanto, existen demasiadas colisiones virtuales por unas pocas colisiones reales tanto en el moderador como en el refrigerante, perdiendo tiempo en este proceso.

Para mejorar la eficiencia en el recorrido de todas las historias de un neutrón, cuando la eficiencia del método del rastreo delta es bajo, se cambia al método del trazado de rayos.

Así, se utilizan conjuntamente tanto el método del trazado de rayos como el método de rastreo delta de Woodcock mediante la siguiente condición:

$$\frac{\lambda_{maj}}{\lambda_i} = \frac{\Sigma_t(E, NZ)}{\Sigma_{maj}(E)} > 1 - c \quad (3.1.16)$$

donde $c \in [0,1]$ es el criterio para definir si se utiliza el rastreo delta o no. Cada región (NZ) tendrá asignado un valor c , el cual depende de las propiedades de los materiales que contenga. De la desigualdad (3.1.16) se observa que en una región (NZ), para valores de c cercanos a 0, $\Sigma_t(E, NZ) \approx \Sigma_{maj}(E)$, y de la ecuación (3.1.15) se observa que es conveniente utilizar el método del rastreo delta de Woodcock. Sin embargo, para valores de c cercanos a 1, el denominador debe ser mucho mayor que el numerador en la desigualdad anterior, o bien, $\Sigma_{maj}(E) \gg \Sigma_t(E, NZ)$ y por lo tanto es conveniente utilizar el método del trazado de rayos (Leppänen, 2010).

3.2 Bibliotecas Nucleares

Como se vió anteriormente, para que Serpent pueda realizar una simulación con el método de Monte Carlo, necesita varios parámetros físicos. Algunos serán especificados por el usuario, como la densidad de los materiales, la masa total de los isótopos presentes en la muestra, etc. Sin embargo, para modelar una historia de un neutrón, se necesitan las secciones eficaces de cada una de las reacciones nucleares que puedan ocurrir, de todos los materiales presentes en la geometría y de todo el espectro de energía del neutrón incidente.

Estos datos se pueden obtener de las bibliotecas de secciones eficaces. Estas bibliotecas están en formato ACE (Serpent, 2014). Para que Serpent pueda leerlos, necesita un sistema de procesamiento de datos nucleares llamado NJOY (Leppänen, 2015).

La forma en que Serpent utiliza estos datos para la simulación de las historias de un neutrón es por medio del formato de red de energía desionizado.

3.3 Formato de Red de Energía Desionizado

En general, los códigos de cómputo del tipo Monte Carlo tienen acceso a las bibliotecas de secciones eficaces microscópicas a través del sistema de procesamiento de datos nucleares, como NJOY.

Al extraer datos nucleares de NJOY, se puede crear un formato de red de energía de un núclido, en el cual se encuentran tabuladas las secciones eficaces microscópicas σ_j asociadas con su energía E_j . Así, cuando se requiere conocer en una simulación el valor de $\sigma(E)$, éste se obtiene mediante una interpolación lineal, en donde se cumple la condición $E_{j-1} < E < E_j$. Además, cada núclido tiene un formato de red de energía propio, el cual está asociado con el formato ACE.

Después se genera el formato de red de energía desionizado, el cual combina todos los formatos de redes de energía de cada isótopo.

Sin embargo, existe un desperdicio de almacenamiento de los puntos de todas las redes individuales, y para resolver este problema se utiliza la instrucción *set grid*. Así, para generar la red de energía utilizada en Serpent se realiza lo siguiente (Leppänen, 2009). Se asigna un rango de tolerancia τ , definido como la diferencia relativa mínima para 2 puntos adyacentes, o bien:

$$\frac{E_j - E_{j-1}}{E_{j-1}} < \tau \quad (3.3.1)$$

De esta manera, si la distancia entre estos 2 puntos adyacentes es menor al valor del rango de tolerancia asignado, estos 2 puntos se combinan en uno solo, con el valor igual a:

$$E'_{j-1} = \frac{E_{j-1} + E_j}{2} \quad (3.3.2)$$

Sin embargo, los puntos que no se combinan son aquellos se describen a las secciones eficaces microscópicas en valores máximos, mínimos, energías de umbral, y en dispersiones térmicas. Esto es con la finalidad de no eliminar valores importantes.

Por otro lado, se pueden ignorar valores muy altos y bajos de la energía de los neutrones en la misma instrucción (Leppänen, 2015). Finalmente, en las simulaciones de quemado en 2 dimensiones, el rango de tolerancia fue de 5×10^{-5} , mientras que en simulaciones en 3D, fue de 5×10^{-4} .

Cabe resaltar que por medio del formato de red de energía desionizado, es posible precalcular cada una de las secciones eficaces macroscópicas totales para cada material antes de una simulación.

3.4 Quemado del Combustible Nuclear en Serpent

Serpent tiene algunas subrutinas que resuelven las ecuaciones de Bateman (Ver Sección 2.5.3) para realizar el cálculo del quemado del combustible nuclear (Leppänen, J., et al, 2014). En todas las simulaciones realizadas en este trabajo se utilizó el método de CRAM, *Chebyshev Rational Approximation Method*, de sus siglas en Inglés (Leppänen, 2009).

El cálculo del quemado del combustible nuclear en Serpent se realiza a través de intervalos de quemado. En cada intervalo, la composición isotópica de todos los materiales combustibles definidos se considera constante. Al principio de la simulación, los intervalos de quemado se consideran pequeños. Esto se realiza con el propósito de permitir la saturación de los productos de fisión que generan un “envenenamiento” al reactor, como el Xe-135 y el Sm-149.

A su vez, un intervalo de quemado se compone de 2 pasos de quemado, el inicial y el final. Al inicio de la simulación del quemado del combustible, en el paso de quemado inicial, se realiza el cálculo estacionario con Serpent para obtener el flujo inicial de neutrones, ϕ_i . De esta manera, se emplean las ecuaciones de Bateman usando ϕ_i y las secciones eficaces microscópicas de transmutación, las cuales toman en cuenta todas las secciones eficaces microscópicas excepto σ_e y σ_{in} , para calcular las nuevas composiciones de los isótopos presentes en el paso de quemado final. En este punto se vuelve a realizar un cálculo estacionario con Serpent, y se obtiene el flujo final de neutrones, ϕ_f , así como las nuevas secciones eficaces debido al cambio ocurrido en la composición del material combustible.

Para el siguiente intervalo de quemado, se vuelve a realizar el mismo procedimiento, teniendo en cuenta que ϕ_f en el intervalo anterior ahora se convierte en ϕ_i en el intervalo actual.

CAPÍTULO 4

SIMULACIÓN 3D DEL NÚCLEO DE UN BWR USANDO SERPENT

CAPÍTULO 4. SIMULACIÓN 3D DEL NÚCLEO DE UN BWR USANDO SERPENT

4.0 Introducción

La geometría construida en Serpent se modela a través de una geometría combinatoria de sólidos (CGS de sus siglas en inglés, Combinatorial Solid Geometry). Así, para ser capaz de modelar un núcleo de un BWR en 3D para un ciclo dado, en primer lugar, se debe conocer cómo generar varios tipos de geometrías y cómo acoplar geometrías sencillas a geometrías más complicadas. Además, es necesario darle ciertas propiedades a la geometría construida para realizar una simulación apropiada. Cabe mencionar que en la referencia (Leppänen, 2015) se explica con mayor detalle las tarjetas utilizadas en este capítulo con las cuales se simulan varios sistemas nucleares en Serpent.

4.1 Geometría Combinatoria de Sólidos (CGS)

Para describir un modelo de geometría combinatoria de sólidos, se definen los conceptos de:

Modelo sólido. Es un objeto cerrado, bien definido y tridimensional.

Modelo sólido primitivo. Es un modelo sólido que tiene la característica adicional de ser un cuerpo geométrico descrito por ciertos parámetros. Por ejemplo, un cilindro, un cuboide, un prisma rectangular, etc.

Así, un modelo CGS está representado por una combinación de sólidos primitivos para poder crear una geometría compleja (Rogers, 1991).

4.2 Simulación 2D del Corte Axial de una Barra de Combustible

En primer lugar, se definen los elementos *pin*. Éstos pueden representar 2 casos. El primer caso es la representación en 2D del corte axial de una barra de combustible nuclear encapsulada en un cuadrado de lado igual al valor *pitch* (el valor *pitch* es la distancia entre 2 centros de barra de combustible contiguos horizontales o perpendiculares), donde el espacio interior restante de este cuadrado tiene refrigerante. El segundo caso, es la representación en 2D de un cuadrado de lado igual al valor *pitch* cubierto totalmente por un material determinado.

Para crear estos 2 tipos de elementos *pin*, la tarjeta que se debe emplear es *pin*. En esta

tarjeta se pueden describir las dimensiones del elemento *pin*, como son los radios anulares de las distintas capas que componen a una barra de combustible, así como el tipo de material de cada región anular correspondiente.

A cada elemento *pin* se le puede asignar su propio universo. Si se tienen varios elementos *pin* distintos, éstos se deben confinar en distintos universos. Así, a cada universo definido le corresponde un número en particular.

4.3 Simulación 2D de una Celda de Combustible

Se va a utilizar la celda de combustible denominada G1 en 2D para explicar el proceso de construcción de una celda de combustible en Serpent versión 2.1.21.

4.3.1 Definición de pins de combustible

En primer lugar, en la celda G1 se necesitaron definir 2 tipos de elementos *pin*, el elemento *pin* 101, mostrado en la Figura 4.1 y el elemento *pin* 99, mostrado en la Figura 4.2.

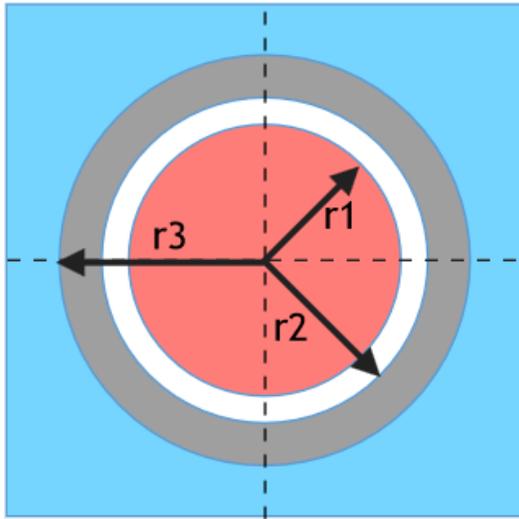


Figura 4.1 *Pin* 101

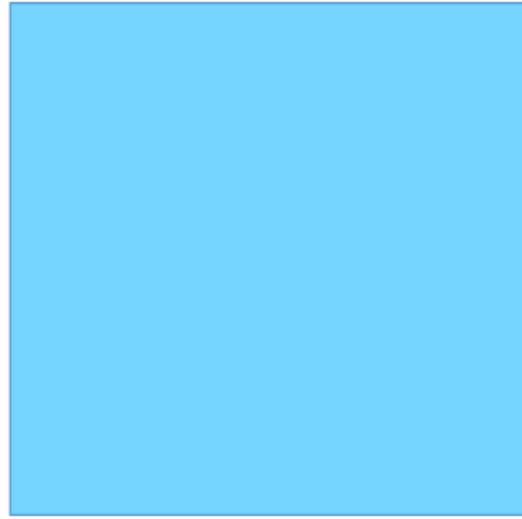


Figura 4.2 *Pin* 99

En el elemento *pin* 101, se deben construir 3 regiones anulares. La primer región anular de la barra de combustible tiene un radio de 0.43815 cm y está compuesta del material combustible "*fuel_G1_I*", la cual describe la región ocupada por la pastilla de combustible. La segunda región anular se encuentra entre las 2 circunferencias de radios 0.43815 cm y 0.44704 cm donde existe helio a una presión de 10 atm. Esta región describe al huelgo, o al espacio entre la pastilla de combustible y su encamisado. La tercer región

anular que se encuentra entre las 2 circunferencias de radios 0.44704 cm y 0.51308 cm, representa al encamisado de la pastilla de combustible, y está compuesta de zircaloy. Finalmente, el refrigerante cubre la región restante del elemento *pin* 101, cuyo valor *pitch* de 1.295 cm se debe especificar en el elemento *lattice* 10. Por otra parte, el elemento *pin* 99 representa la región donde solamente existe refrigerante, y tiene las mismas dimensiones que el elemento *pin* 101.

```
%----- (Celda G1) -----
pin 101
fuel_G1_1      0.43815
helium         0.44704
clad           0.51308
cool
%----- Refrigerante-----
pin 99
cool
```

4.3.2 Definición de un lattice rectangular 12x12 en 2D

En segundo lugar, para formar el arreglo rectangular de 12x12 elementos de la celda de combustible G1, donde existen 92 barras de combustible, se debe definir el elemento *lattice* 10, el cual se muestra en la Figura 4.3.

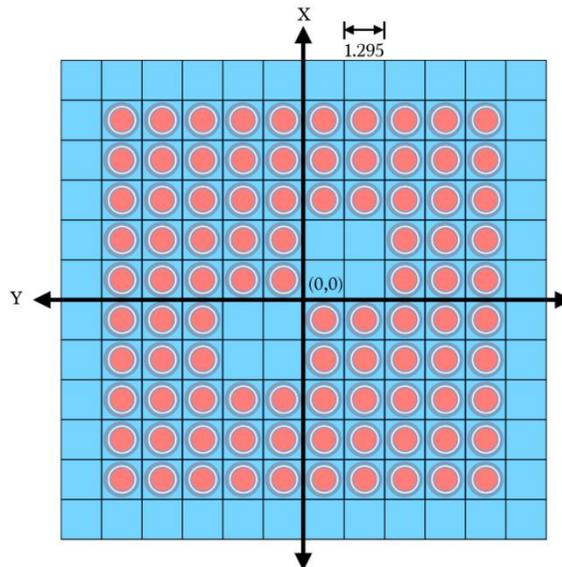


Figura 4.3 Lattice 10

La tarjeta que se emplea es *lat*. De manera similar, el número que distingue a cada elemento *lattice* es el universo en el cual se encuentra definido. Existen distintos tipos de elementos

lattice. Así, para la construcción de celdas de combustible se requiere emplear el *lattice* tipo 1, el cual tiene la característica de formar un arreglo rectangular de los universos constituyentes. Aquí, el plano cartesiano tiene una orientación distinta a la habitual, ya que el eje X con valores positivos se encuentra orientado hacia arriba, mientras que el eje Y con valores positivos está orientado hacia la izquierda.

El elemento *lattice* 10 debe ser un arreglo de 12x12 elementos *pin*, donde se debe especificar la ubicación exacta de cada elemento *pin*. La capa exterior está compuesta de elementos *pin* 99, la cual recubre un arreglo de 10x10 elementos *pin*. Aquí, se deben colocar los 92 elementos *pin* 101, y se requiere crear un espacio para los 2 tubos de agua, conformado por un arreglo de 2x2 elementos *pin* 99 por cada tubo de agua. El origen de coordenadas del elemento *lattice* 10 es el punto (0,0), y el valor *lattice pitch* (el cual es el valor del largo o ancho de los elementos *pin*) es de 1.295 cm.

% - - - Elemento *lattice* 10 (celda G1)

lat 10 1 0.0 0.0 12 12 1.295

```

99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 99 99 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 99 99 101 101 101 99
99 101 101 101 99 99 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 101 101 101 101 101 101 101 101 101 101 99
99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
    
```

4.3.3 Definición de superficies

En tercer lugar, se deben especificar las dimensiones de cada uno de los elementos que componen a la celda de combustible por medio de 7 superficies, mostradas en la Figura 4.4, las cuales posteriormente van a delimitar varias regiones del espacio, o celdas. La tarjeta que se emplea es *surf*.

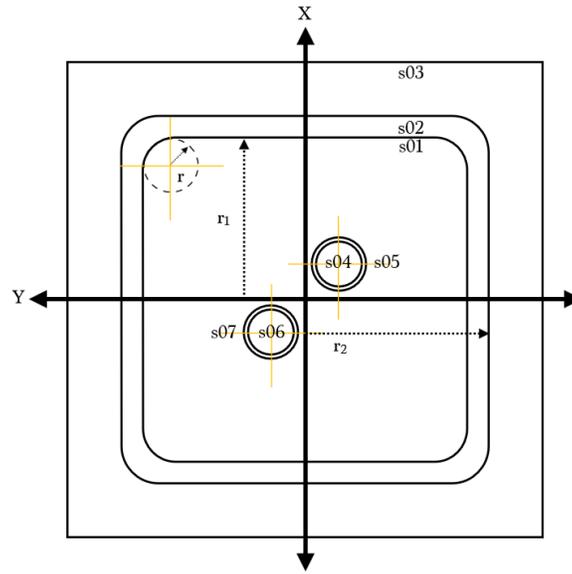


Figura 4.4 Superficies de una celda de combustible

Las superficies de una celda de combustible mostradas en la Figura 4.4 provienen de las superficies que se ilustran en las figuras 4.5 y 4.6. Cabe mencionar que estas superficies son infinitas a lo largo del eje Z.

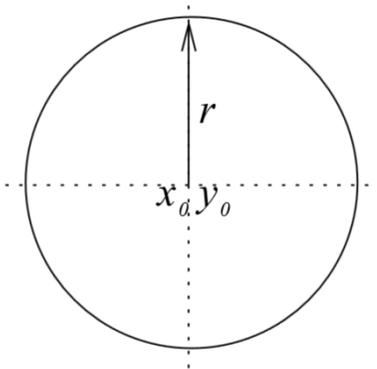


Figura 4.5 Superficie cilíndrica (Leppänen, 2015)

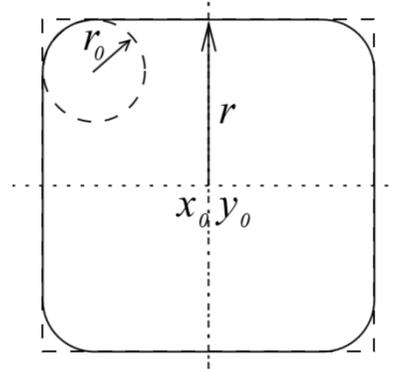


Figura 4.6 Superficie cilíndrica rectangular (Leppänen, 2015)

La superficie 01, o *surf* 01, donde 01 es el texto alfanumérico que identifica a esta superficie, delimita el interior del canal de un ensamblaje de combustible, la cual es una superficie cilíndrica rectangular con un radio de 6.70306 cm, con centro en el origen del plano cartesiano, y un radio de las esquinas ovaladas de 1.3081 cm. De manera similar, la superficie 02 acota la superficie externa del canal de un ensamblaje de combustible, la cual es una superficie cilíndrica rectangular donde la única diferencia respecto a la superficie 01 es

el radio, de 6.86816 cm. Subsecuentemente, la superficie 03 delimita la región de la celda de control G1, la cual tiene un radio de 7.62 cm, siendo una superficie cilíndrica rectangular sin esquinas achatadas, cuyas dimensiones son de 15.24 cm x 15.24 cm.

Por otro lado, para especificar las regiones donde se encuentran los 2 tubos de agua, se usan las superficies cilíndricas 04, 05, 06 y 07. Los 2 tubos de agua tienen dimensiones iguales, pero se encuentran en distintas regiones. La superficie 04, o *surf* 04, delimita el interior de la superficie del primer tubo de agua, se encuentra en el cuarto cuadrante del plano cartesiano, donde el origen de la superficie 04 está colocado en el punto (1.295 cm, -1.295 cm), y tiene un radio de 1.1685 cm. La superficie 05 acota el exterior de la superficie del primer tubo de agua, tiene el mismo origen que la superficie 04, pero el radio tiene un valor de 1.2445 cm. Finalmente, las superficies 06 y 07 restringen las 2 regiones que componen al segundo tubo de agua, el cual se encuentra en el segundo cuadrante del plano cartesiano. Así, las superficies 06 y 07 se colocan en el mismo origen, en (-1.295 cm, 1.295 cm), donde la superficie 06 tiene un radio de 1.1685 cm, y la superficie 07 un radio de 1.2445 cm.

%---- Encamisado

%----(pitch del ensamble = 15.24cm):

surf 01 *sqc* 0.0 0.0 6.70306 1.3081

surf 02 *sqc* 0.0 0.0 6.86816 1.3081

surf 03 *sqc* 0.0 0.0 7.62

% --- Tubos de agua

surf 04 *cyl* 1.295 -1.295 1.1685

surf 05 *cyl* 1.295 -1.295 1.2445

surf 06 *cyl* -1.295 1.295 1.1685

surf 07 *cyl* -1.295 1.295 1.2445

4.3.4 Definición de celdas

En cuarto lugar, se deben especificar las celdas, o regiones del espacio, delimitadas por las 7 superficies anteriores (Figura 4.7).

La tarjeta que se emplea es *cell*. En una celda se especifica su nombre, el universo al que pertenece, el material que existe en esta región del espacio, y las superficies que delimitan esta celda. Además, en Serpent, versión 2.1.21, por definición, un punto se encuentra en el interior de una superficie si se encuentra en el lado negativo de una superficie. Además, al definir una celda, si se utiliza una determinada superficie, por ejemplo la *surf* 01, al tomar en cuenta la superficie negativa, el valor que se debe escribir en la celda es -01, en caso contrario, es 01.

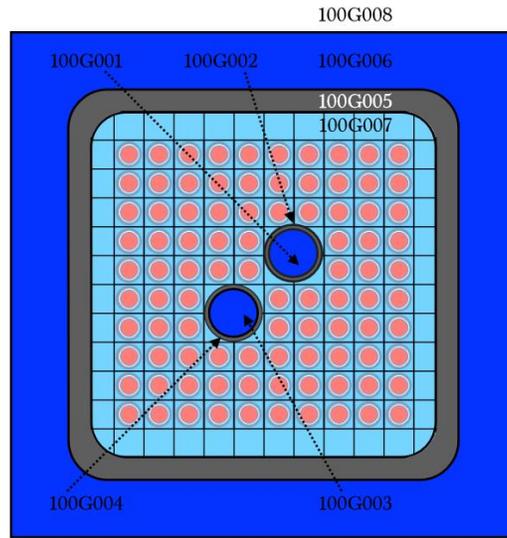


Figura 4.7 Celdas de una celda de combustible

En el caso de la celda de combustible G1, todas sus celdas constituyentes están en el universo 100. La primera celda 100G001, representa al moderador que fluye por el primer tubo de agua y se encuentra en el interior de la superficie 04. La segunda celda 100G002 está en el exterior de la superficie 04 y en el interior de la superficie 05, y representa al encamisado de zircaloy del primer tubo de agua. Similarmente, las regiones que delimitan al segundo tubo se agua se localizan en la tercer y cuarta celda. La quinta celda 100G005 se localiza entre las superficies 01 y 02, y representa al encamisado rectangular de zircaloy, o el canal del ensamble de combustible. La sexta celda 100G006 se encuentra entre las superficies 02 y 03, y representa a la región exterior del canal del ensamble de combustible por donde fluye moderador.

Cabe mencionar que una celda también puede ser ocupada por otro universo por medio del comando *fill*, así, la séptima celda 100G007 se puede ocupar por el elemento *lattice* 10, o bien, el *lat* 10. La celda 100G007 se encuentra en el interior de la superficie 01, y al mismo tiempo, en el exterior de las superficies 05 y 07. Finalmente, la celda 100G008 está en el exterior de la superficie 03 y representa a la región del espacio que ya no pertenece a la geometría descrita con anterioridad. Para este propósito, es necesario usar la instrucción *outside*.

```
%-----Universo 100 (Celda G1)-----
cell 100G001 100 moder    -04
cell 100G002 100 box      04 -05
cell 100G003 100 moder    -06
```

cell 100G004 100 box 06 -07
cell 100G005 100 box 01 -02
cell 100G006 100 moder 02 -03
cell 100G007 100 fill 10 -01 05 07
cell 100G008 100 outside 03

4.4 Simulación 2D de una Barra de Control

Todas las barras de control utilizadas en este trabajo son barras de control de sección cruciforme. Es importante saber cómo simular una barra de control cruciforme en 2D (Ver Figura 4.8), ya que este conocimiento posteriormente se aplica para la simulación de un ensamble de combustible en 3D con un cuadrante de barra de control cruciforme.

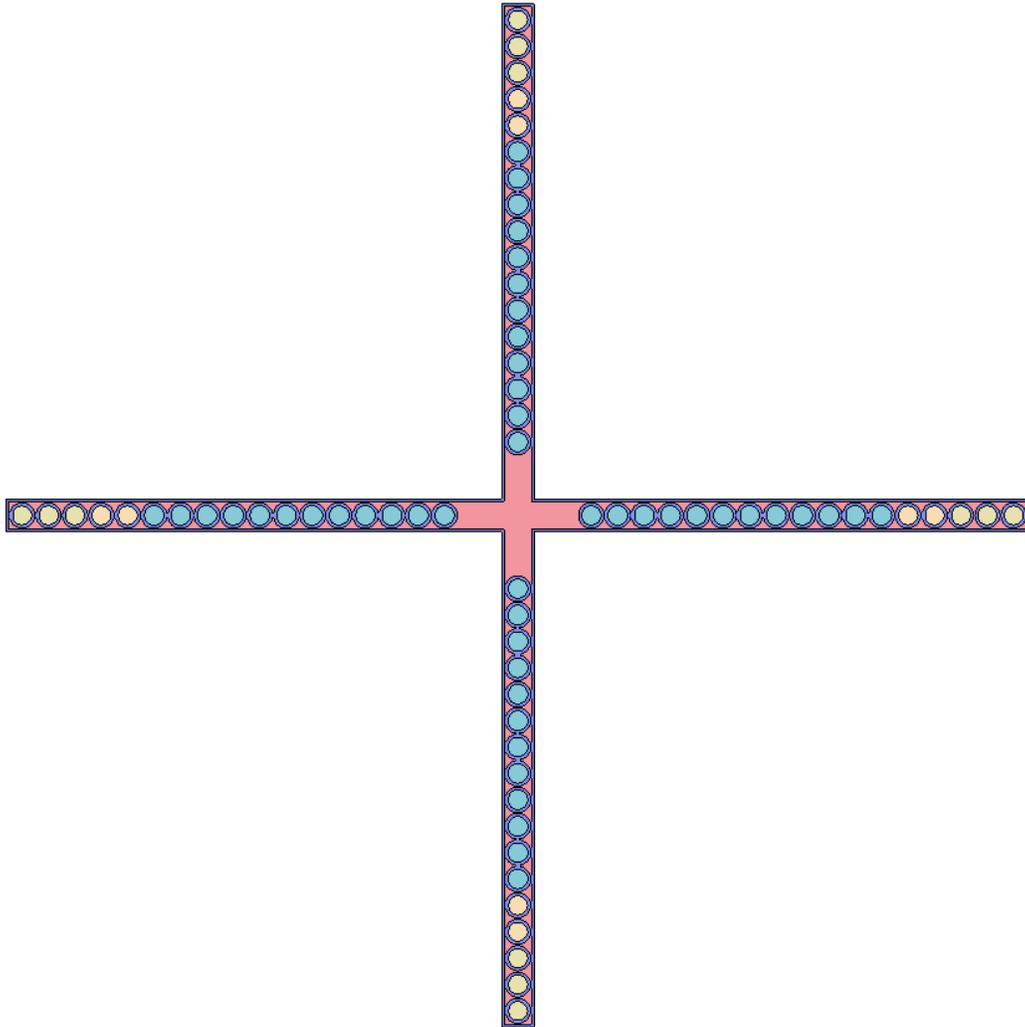


Figura 4.8 Barra de control en 2D

Una celda de control está formada por 4 celdas de combustible, en un arreglo de 2x2 celdas de combustible. En el centro de esta celda de control, se encuentra ubicada una barra de control cruciforme en 2D, la cual está compuesta de 68 varillas internas de material absorbedor, 17 de ellas en cada una de las 4 aspas.

Para modelar una barra de control cruciforme se necesitan 136 superficies cilíndricas, ya que 2 superficies cilíndricas generan una varilla de barra de control, y además, otras 2 superficies cilíndricas cruciformes representan la superficie interna y externa del recubrimiento de la barra de control. El centro de las 2 superficies cilíndricas cruciformes está situado en el origen, y cada uno de los orígenes de las 68 varillas de control se debe calcular en función del origen de coordenadas.

Partiendo del origen hacia uno de los extremos de la barra de control cruciforme, las primeras 12 varillas de control están compuestas de carburo de boro. Las 2 varillas de control siguientes tienen aire en su interior, y las últimas 3 están compuestas de hafnio. Todas las varillas de control tienen un encamisado de acero y están confinadas en agua, y finalmente, por un recubrimiento cruciforme de acero inoxidable.

Una de las desventajas de realizar esta simulación a nivel del núcleo completo es la necesidad de calcular todas las coordenadas de los centros de las 68 varillas de control a partir del nuevo origen de la barra de control cruciforme que las contiene. Ya que hay 109 barras de control en el núcleo que se desea modelar, se tendrían que calcular 7412 centros de varillas de control, y se necesitaría de un total de 15042 superficies sólo para modelar las barras de control en un reactor nuclear en 2D.

Sin embargo, Serpent 2.1.21 tiene la propiedad de encapsular varios universos en un elemento *lattice*, ajustando automáticamente las coordenadas de cada universo respecto a las del elemento *lattice*. Así, al modelar una barra de control lo más conveniente es que una celda de combustible tenga un cuadrante de barra de control, es decir, tomar sólo en cuenta a las 2 aspas de la barra de control que están más próximas al ensamble de combustible. Ya que los elementos que componen a una barra de control no se pueden traslapar, entonces, se tiene que cortar en 2 regiones a cada uno de las 2 aspas de la barra de control por la línea que atraviesa los centros de las varillas de control, y sólo ocupar las 2 regiones (de 4 regiones resultantes) más próximas al ensamble de combustible.

Con este modelo, si todas las barras de control se consideran iguales y con la configuración de la barra de control mostrada en la Figura 4.8, sólo se requieren de 70 superficies para modelar las 109 barras de control en un BWR en 2D (Ver Figura 4.9).

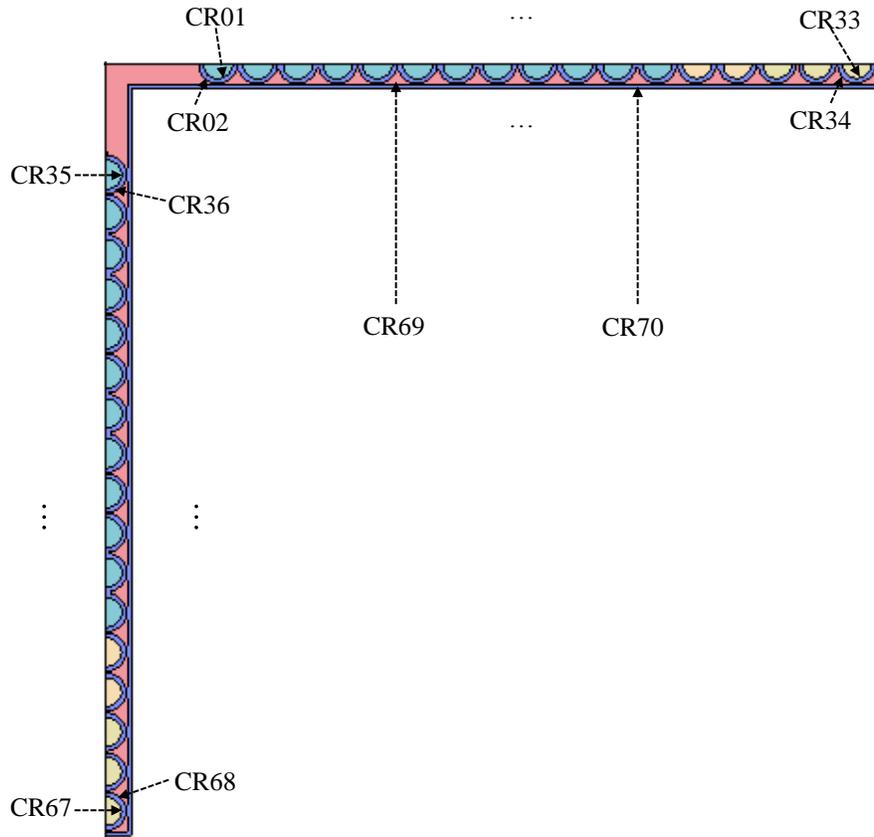


Figura 4.9 Superficies de un cuadrante de barra de control en 2D

4.5 Simulación 3D de un Ensamble de Combustible

Para construir un ensamble de combustible en 3D se requieren 6 tipos de celdas de combustible en 2D y 2 tipos de celdas de moderador en 2D. Se utiliza el *lattice* tipo 9, el cual apila las celdas deseadas, una encima de otra, tomando como referencia el eje Z. Si se especifica que una celda de combustible o de moderador se localiza entre un intervalo dado, automáticamente estará uniformemente distribuida a lo largo de este intervalo. Se definieron 27 regiones con una altura de 15.24 cm cada una. Las 2 regiones ubicadas, una en la parte inferior y la otra en la parte superior del apilado construido, definen las capas inferior y superior de moderador para la parte activa del combustible nuclear. Así, los 25 segmentos restantes representan a la región de un ensamble de combustible. El volumen total de las 27 regiones apiladas fueron confinadas por medio de la superficie cuboidal FA.

Tomando como referencia el ensamble de combustible tipo A de la Figura 4.10, éste se va a utilizar para la explicación detallada de cómo generar un ensamble de combustible en 3D en Serpent 2.1.21.

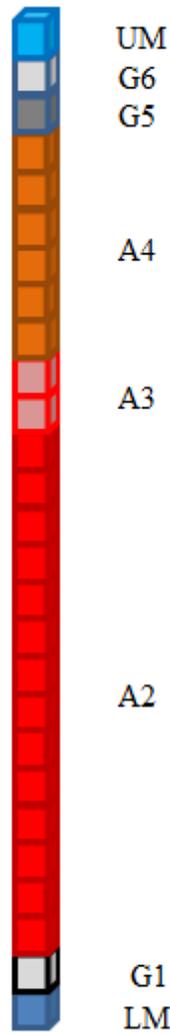


Figura 4.10 Ensamble de combustible tipo A en 3D

El ensamblaje de combustible tipo A está constituido por las celdas de combustible G1, A2, A3, A4, G5 y G6. Además, está constituido por las celdas de moderador LM y UM.

En primer lugar, en el eje Z, partiendo de abajo hacia arriba, de la altura entre 0 a 15.24 cm, se coloca el universo 970, o bien, la celda de moderador LM. Entre 15.24 cm y 30.48 cm se coloca una celda de combustible G1. De 15.24 cm a 243.84 cm se colocan 14 capas axiales de celda de combustible A2. Entre 243.84 cm a 274.32 cm se colocan 2 capas axiales de celda de combustible A3. De 274.32 cm a 365.76 cm hay 6 capas axiales de celda de combustible A4. Entre 365.76 cm y 381 cm se coloca una celda de combustible G5. Después, de 381 cm hasta 396.24 cm está una celda de combustible G6. Finalmente, de 396.24 hasta 411.48 cm se encuentra una celda de moderador UM. Cabe resaltar que después del último valor de la posición axial en el elemento *lattice* 16, el cual es de 396.24

cm, el universo 980 llena el espacio restante hasta donde se define la altura del ensamble de combustible, que en este caso es de 411.48 cm.

La superficie FA, además de delimitar el volumen donde se localiza un ensamble de combustible con 2 tapas de moderador, también se utilizó para confinar moderador. Posteriormente se verá que radialmente el núcleo construido se blindará con moderador alrededor de la parte activa del núcleo.

Finalmente, el ensamble de combustible tipo A se coloca en el universo número N , donde N depende de varios factores: del tipo de ensamble, el número de banco de barra de control próximo y de la rotación del ensamble. Así, las 2 celdas que componen al universo N son las celdas N FA001 y N FA002. En la primera celda se inserta el elemento *lattice* 16, en el interior de la superficie cuboidal *surf* FA. En la segunda celda se menciona que el ensamble de combustible tipo A está inmerso en moderador.

% --- Volumen de la región donde está el ensamble de combustible tipo A

surf FA cuboid -7.62 7.62 -7.62 7.62 0.0 411.48

% - - - Ensamble compuesto de 27 capas axiales,

donde 25 son celdas de combustible

lat 16 9 0.0 0.0 27

<i>0.00</i>	<i>970</i>
<i>15.24</i>	<i>100</i>
<i>30.48</i>	<i>110</i>
<i>45.72</i>	<i>110</i>
<i>60.96</i>	<i>110</i>
<i>76.20</i>	<i>110</i>
<i>91.44</i>	<i>110</i>
<i>106.68</i>	<i>110</i>
<i>121.92</i>	<i>110</i>
<i>137.16</i>	<i>110</i>
<i>152.40</i>	<i>110</i>
<i>167.64</i>	<i>110</i>
<i>182.88</i>	<i>110</i>
<i>198.12</i>	<i>110</i>
<i>213.36</i>	<i>110</i>
<i>228.60</i>	<i>110</i>
<i>243.84</i>	<i>120</i>
<i>259.08</i>	<i>120</i>
<i>274.32</i>	<i>130</i>
<i>289.56</i>	<i>130</i>
<i>304.80</i>	<i>130</i>
<i>320.04</i>	<i>130</i>

335.28 130
 350.52 130
 365.76 140
 381.00 150
 396.24 980

%-----Universo N-----
 cell N FA001 N fill 16 -FA
 cell N FA002 N moder FA

4.6 Simulación 3D de un Ensamble de Combustible con un Cuadrante de Barra de Control

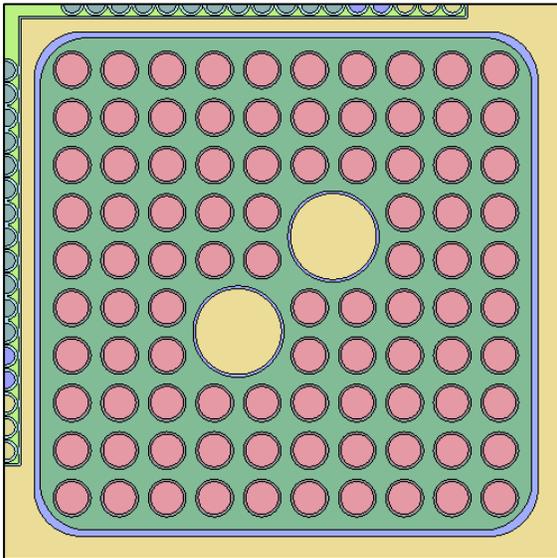


Figura 4.11 Vista radial del modelo

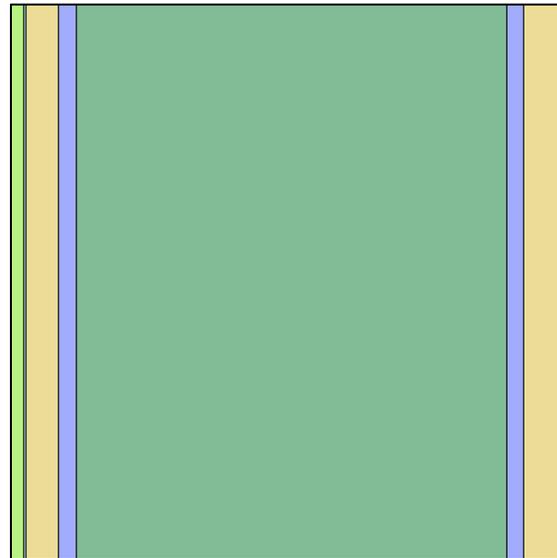


Figura 4.12 Vista axial del modelo

Para simular las barras de control cruciformes en este trabajo, se coloca un cuadrante de barra de control de sección cruciforme en 3D en una esquina específica de un ensamblaje de combustible, desde el tipo A hasta el tipo F, como se muestra en las Figuras 4.11 y 4.12.

En primer lugar, supongamos que el ensamblaje de combustible se define en el universo 1000. Para generar un cuadrante de barra de control de sección cruciforme, se deben utilizar 70 superficies. El recubrimiento de la estructura de sección cruciforme de la barra de control se delimita por medio de las superficies cilíndricas cruciformes paralelas al eje Z, la *surf* CR69 y la *surf* CR70. Para lograr que sólo se tenga un cuadrante de barra de control, el origen de estas 2 superficies se coloca en el punto (-7.62 cm, -7.62 cm), ubicado en el plano

que forma la tapa superior del ensamblaje de combustible, en la esquina superior izquierda de esta tapa (Figura 4.8). De manera similar, cada una de las 34 varillas que se requieren para modelar un cuadrante de barra de control utilizan 68 superficies cilíndricas para representarlas. Cada uno de los centros de estas superficies se ubica en los lados superior e izquierdo de esta tapa, con un espaciado entre centros de estas superficies de 0.6482 cm.

En total, 72 celdas forman esta configuración. Debido a la suposición inicial, las celdas que componen a la sección de barra de control también se localizan en el universo 1000. Primero, se requiere construir la primera varilla de barra de control en 3D, dividida en 2 regiones iguales por un plano de la superficie *surf* FA, y considerar sólo la región en el interior de la *surf* FA. Con las celdas 1000CR001 y 1000CR002 se define una región de una varilla de boro en 3D, con recubrimiento de acero, situado en un aspa de la barra cruciforme. Para poder realizar esto, la celda 1000CR001 está compuesta de carburo de boro, se encuentra en el interior de la superficie cilíndrica CR01 y de la *surf* FA. Similarmente, la celda 1000CR002, compuesta de acero inoxidable, se coloca en el exterior de la superficie cilíndrica CR01, en el interior de la superficie cilíndrica CR35; y del espacio resultante, sólo se toma en cuenta la región en el interior de la *surf* FA. Con la misma metodología, se pueden generar las 33 varillas de barra de control restante. Los 3 tipos de varillas que se modelan tienen un recubrimiento de acero inoxidable, y son varillas de carburo de boro, varillas de aire, y varillas de hafnio.

En la celda 1000CR069 compuesta de agua, se representa el espacio exterior de las 34 varillas de la barra de control. Está en el interior del recubrimiento cruciforme de acero inoxidable de las 34 varillas, y sólo toma en cuenta la región en el interior de la *surf* FA. La celda 1000CR070 representa a la región del recubrimiento de las varillas de la barra de control, está compuesta de acero inoxidable, se encuentra definida en el exterior de la *surf* CR69 y en el interior de la *surf* CR70. Además, sólo se toma en cuenta la región en el interior de la superficie cuboidal FA. Posteriormente, la celda 1000FA001 representa el espacio ubicado entre la superficie exterior del recubrimiento de las varillas de barra de control, CR70, y en el interior de la *surf* FA. En esta celda se inserta el elemento *lattice* 16, que representa al ensamblaje de combustible tipo A sin barra de control. Finalmente, la celda 1000FA002 está compuesta de moderador, y define la geometría que ya no se encuentra en este sistema.

4.7 Simulación 3D de la Rotación de un Ensamble de Combustible con un Cuadrante de Barra de Control

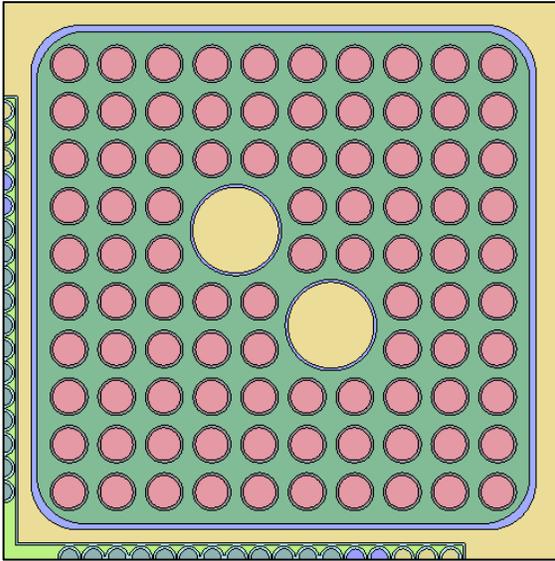


Figura 4.13 Rotación a 90° del modelo de la Figura 4.8

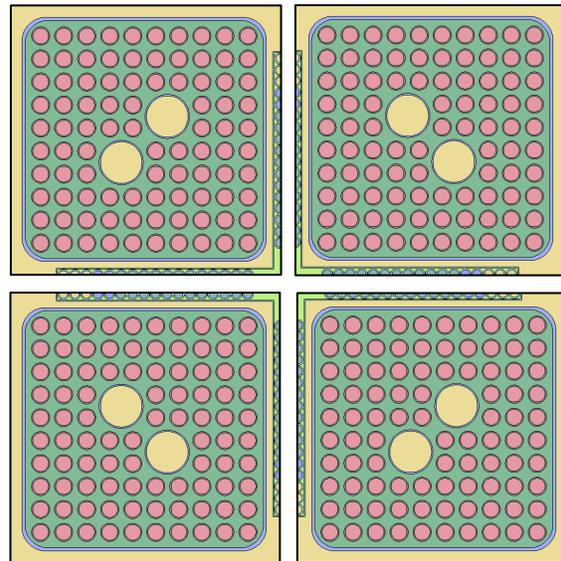


Figura 4.14 Rotación a 0°, 90°, 180° y 270°

Una vez que se ha formado el sistema de un ensamblaje de combustible con un cuadrante de barra de control en 3D, a continuación se crean 3 sistemas adicionales idénticos al modelo original, con la excepción de rotar este sistema a 90° (Figura 4.13), 180° y 270° grados alrededor del eje Z. Esto es posible al usar la tarjeta *trans*, la cual puede realizar tanto la rotación, como la traslación de un universo determinado. Únicamente es necesario utilizar la opción de rotación. Cabe mencionar que la rotación es en contra de las manecillas del reloj alrededor de un eje fijo.

Para realizar la rotación del sistema alrededor del eje Z del ensamblaje de combustible tipo A con un cuadrante de barra de control, se establece que el sistema sin rotación se coloque en el universo 1000, el sistema con rotación de 90° en el universo 1001, el sistema con rotación de 180° en el universo 1002, y finalmente, el sistema con rotación de 270° en el universo 1003. Para esto es necesario que las respectivas celdas que componen los universos 1000, 1001, 1002 y 1003 sean idénticas, pero con distinto nombre de celda y universo para cada uno de los 4 universos.

Para el universo 1000, no es necesario rotar el sistema. Para el universo 1001, se emplea la tarjeta *trans*, en donde se especifica el universo que se desea rotar, las coordenadas nuevas a las que se quiere trasladar el origen del sistema en cuestión, así como la rotación alrededor de los ejes X, Y & Z. Ya que sólo el valor de la rotación alrededor del eje Z es igual a 90° y los demás valores son iguales a cero, la instrucción escrita es

*% - - - Rotación de 90° alrededor del eje Z del ensamblaje de combustible tipo A
trans 1001 0 0 0 0 0 90*

Similarmente, para los universos 1002 y 1003, en la tarjeta *trans* se escribe el ángulo de 180 y 270 en el lugar que corresponde a una rotación en el eje Z para realizar la rotación de estos universos a los ángulos de 180° y 270°.

Este proceso también se realiza para los 5 ensamblajes de combustible restantes con un cuadrante de barra de control, y además, para el ensamblaje de combustible tipo A sin barra de control.

El motivo principal por el cual se rota un tipo de ensamblaje de combustible en 4 distintas posiciones es debido a que en un reactor BWR, se puede colocar este ensamblaje de combustible en cada uno de los 4 cuadrantes de un canal de combustible, como se observa en la Figura 4.14.

4.8 Simulación 3D del Núcleo de un BWR con Todas las Barras de Control Totalmente Insertadas

El reactor BWR en 3D está formado de 444 ensamblajes de combustible nuclear, con 6 tipos distintos de ensamblaje de combustible, y 109 barras de control del mismo tipo totalmente insertadas (en este trabajo se ha supuesto que todas las barras de control simuladas son iguales, sin embargo, esto no es cierto en la realidad). Para generar este sistema nuclear, se necesitan 30 universos, donde 28 universos describen a los 6 ensamblajes de combustible con un cuadrante de barra de control, cada uno rotado a los ángulos respecto al eje Z a 0°, 90°, 180° y 270°; y al ensamblaje de combustible tipo A sin barra de control, rotado a los ángulos 0°, 90°, 180° y 270°. La región del espacio que ocupa el reactor BWR está limitada por la superficie cilíndrica CORE, la cual tiene dimensiones de 426.72 cm x 426.72 cm x 411.48 cm.

*% --- Volumen de núcleo del reactor BWR en 3D
surf CORE cyl -213.36 213.36 -213.36 213.3688 0.0 411.48*

Además, el universo 7000 se utiliza para representar un volumen con las dimensiones de un ensamblaje de combustible compuesto de moderador, con la finalidad de crear un blindaje compuesto de moderador que pueda cubrir radialmente a los 444 ensamblajes de combustible. Aquí se ocupan las celdas 7000FA001 y 7000FA002, en donde la celda 7000FA001 se encuentra delimitada por la región en el interior de la *surf* FA, mientras que la celda 7000FA002 define la región exterior de la *surf* FA, compuesta de moderador.

%-----Universo 7000-----

cell 7000FA001 7000 moder -FA

cell 7000FA002 7000 moder FA

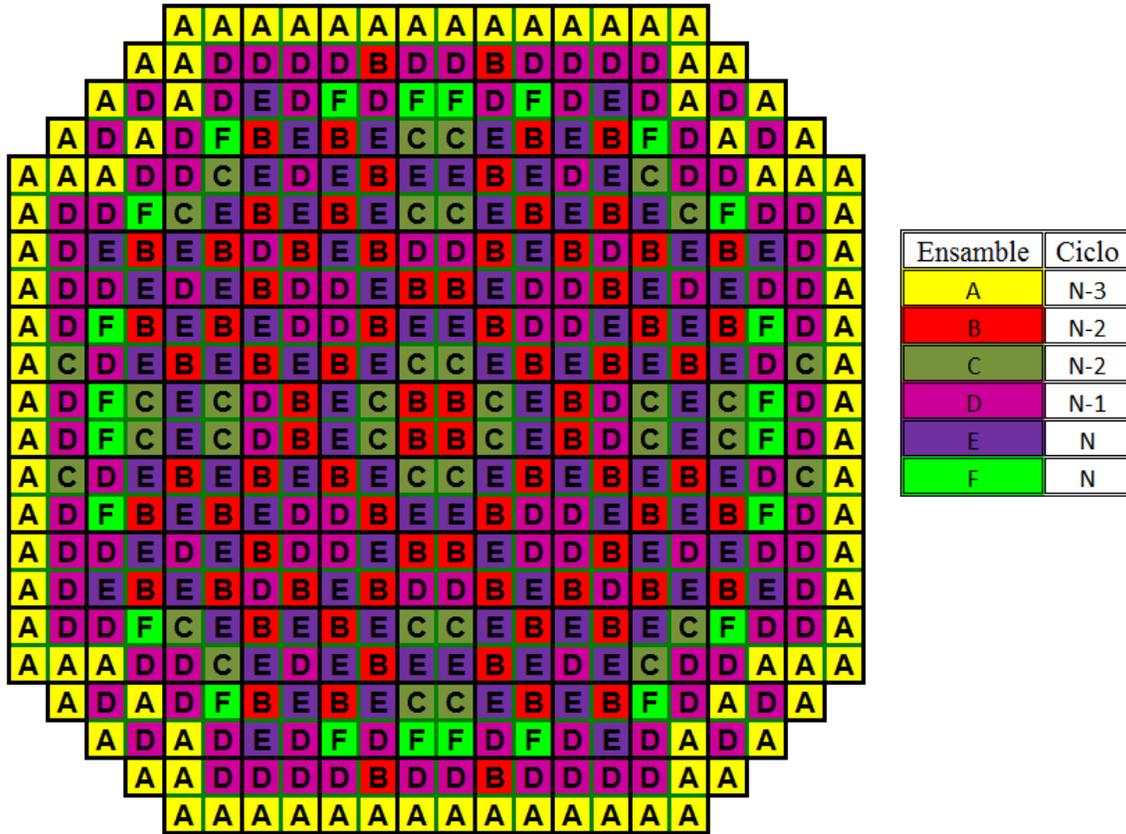


Figura 4.15 Ubicación de los 6 tipos de ensamble de combustible en el núcleo de un BWR

Para modelar el núcleo del reactor BWR se utiliza el elemento *lattice* 70. Este elemento *lattice* es tipo 1, centrado en el punto (0,0), con un enrejado de 28x28 lugares. Para los ensambles de combustible tipo A, B, C, D, E, F con un cuadrante de barra de control de sección cruciforme, los universos que se utilizan son 1000-1003, 2000-2003, 3000-3003, 4000-4003, 5000-5003, 6000-6003, y finalmente para el ensamble de combustible tipo A sin barra de control, los universos que se usan son 1005-1008. Para localizar la posición de cada uno de estos universos en el elemento *lattice* 70, se necesita saber el tipo de ensamble de combustible que existe en cada uno de los 444 lugares disponibles en un reactor BWR (Ver Figura 4.15), y luego observar a qué canal de control pertenece el ensamble de combustible en cuestión (Figura 4.16), para saber el ángulo de rotación con respecto al eje Z en el que se encuentra ubicado el ensamble de combustible.

Una vez que se construye el elemento *lattice* 70, se crean 2 celdas en el universo 0. En la primera celda, CORE001, se inserta el elemento *lattice* 70, en el interior de la *surf* CORE; mientras que en la segunda celda, CORE002, se define la región afuera de la *surf* CORE, la cual ya no pertenece a la geometría especificada.

```
%-----Universo 0-----
cell CORE001    0 fill 70  -CORE
cell CORE002    0 outside  CORE
```

4.9 Simulación 3D del Núcleo de un BWR con 13 Bancos de Barras de Control

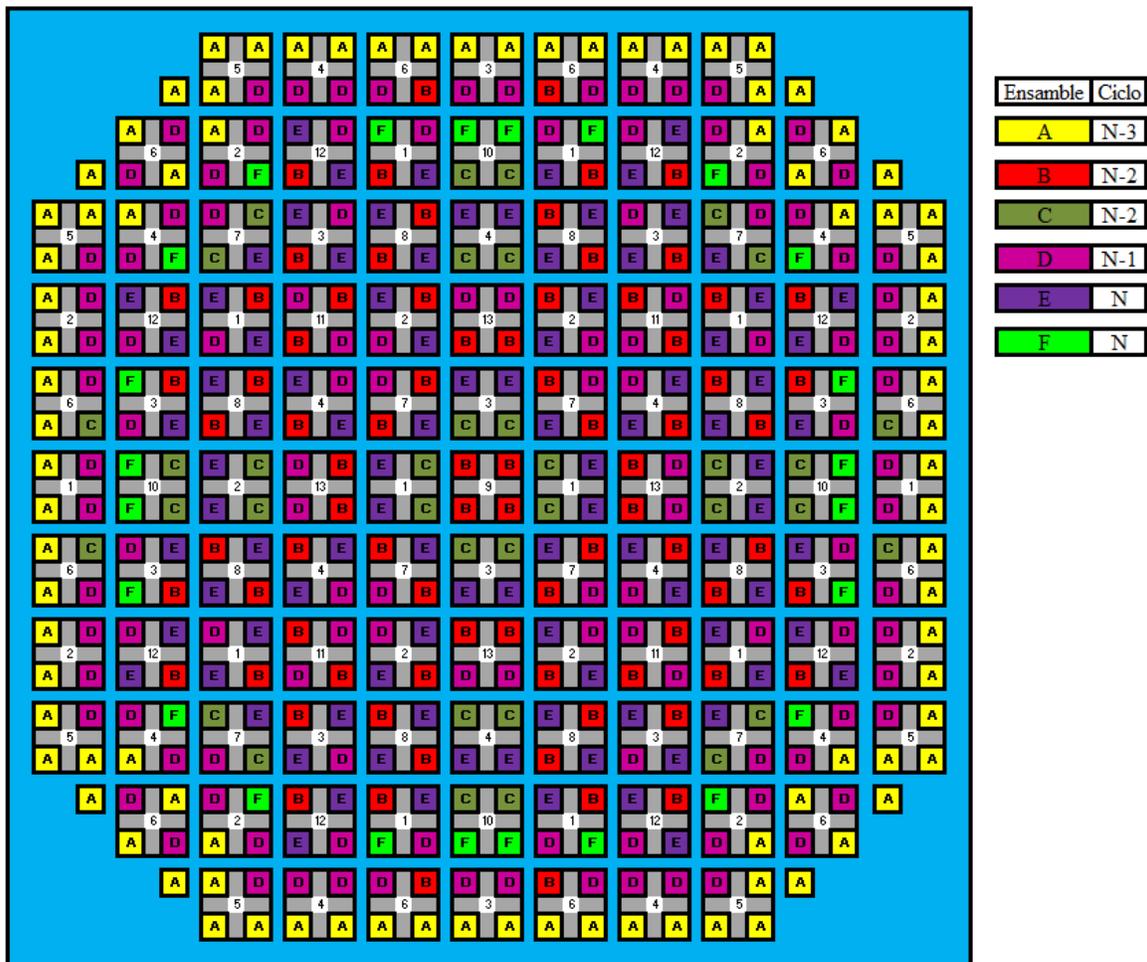


Figura 4.16 Ubicación de los 13 bancos de barras de control en el núcleo de un BWR

El procedimiento implementado que se utiliza para modelar cada una de las 109 barras de control a distintas alturas de la parte activa del núcleo en el modelo del núcleo de un BWR en Serpent es el siguiente. En primer lugar, se definen 13 bancos de barras de control, en

donde cada barra de control pertenece a un banco determinado (Ver Figura 4.16). En la simulación realizada, cada banco de barra de control es independiente de los demás bancos de barras de control, ya que a cada banco se le asigna la altura a la que se desea que penetre la parte activa del núcleo.

Por otro lado, dependiendo del número de bancos de barras de control definidos, que en este caso fueron 13, se crea la misma cantidad de superficies cuboidales.

La nomenclatura que se utiliza para construir un universo que define a un ensamble de combustible con un cuadrante de barra de control es la siguiente:

1. Millares. Ensamble de combustible (1-A, 2-B, 3-C, 4-D, 5-E, 6-F).
2. Centenas y decenas. Banco de barra de control (01-1, 02-2, 03-3, 04-4, 05-5, 06-6, 07-7, 08-8, 09-9, 10-10, 11-11, 12-12, 13-13). En la figura 4.16 se muestra a qué banco de barras de control pertenece cada una de las 109 barras de control.
3. Unidades. Rotación del conjunto formado por un ensamble de combustible con un cuadrante de barra de control (0-0°, 1-90°, 2-180°, 3-270°).

Así, el universo 3042 indica que el ensamble de combustible es de tipo C, el cuadrante de barra de control se encuentra en el banco 4, y el conjunto formado por un ensamble de combustible con un cuadrante de barra de control tiene una rotación de 180°.

Para construir el universo 1010, compuesto del ensamble de combustible tipo A, con un cuadrante de barra de control situado en el banco 01, en la posición donde no está rotado, se debe recordar que en el caso del conjunto de un ensamble de combustible con un cuadrante de barra de control insertado totalmente, la superficie que delimita a este sistema sólo toma en cuenta a la región de la barra de control con sección cruciforme que se encuentra en el interior de la *surf* FA. Sin embargo, en este caso, una superficie cuboidal adicional ubicada en la misma base de la *surf* FA y con altura distinta, ahora delimita la región, y la altura que alcanza un cuadrante de barra de control. Además, ahora se considerará en la simulación que una barra de control iniciará en la posición donde inicia la parte activa del núcleo, esto es a la altura de 15.24 cm, y podrá llegar hasta el 96% de altura de la parte activa, es decir, hasta los 381 cm. Esto es con el fin de tener condiciones de frontera con moderador en las 6 caras que delimitan al núcleo.

*% - - Volumen del banco de barra de control 1, 96% insertada
surfB01 cuboid -7.62 7.62 -7.62 7.62 15.24 381*

La superficie B01 va a generar una inserción máxima del 96%. Las celdas que se encuentran en este universo 1010 definen, en primer lugar, a la región donde se encuentra el

cuadrante de barra de control, en segundo lugar, la región donde la barra de control se extrae, y finalmente, la región donde se encuentra el ensamble de combustible.

Para definir la región donde se encuentra el cuadrante de barra de control, se utilizan 70 celdas. Las primeras 2 celdas definen la región de la primer varilla de barra de control en 3D, donde sólo se considera la región en el interior de la *surf* B01. La celda 1010CR001 está compuesta de carburo de boro, se encuentra tanto en el interior de la superficie cilíndrica CR01, así como en el interior de la superficie B01, o bien, se encuentra en la intersección de los volúmenes generados por las superficies CR01 & B01. La celda 1010CR002 está compuesta de acero inoxidable. Es la región que define al recubrimiento de la primer varilla de barra de control, y sólo toma en cuenta la región en el interior de la superficie B01. Realizando el mismo proceso para las 34 varillas de barra de control, se generan todas las regiones de varillas de barra de control que pertenecen al cuadrante de barra de control del banco 01. La celda 1010CR069 representa el espacio de agua en el exterior de las varillas de barra de control, pero en el interior de la superficie cruciforme del encamisado de acero inoxidable de la barra de control. De igual forma, sólo se toma en cuenta el volumen que se encuentra en el interior de la superficie del banco 01. La celda 1010CR070 representa el encamisado de acero de la barra de control que protege a las varillas de barra de control. Esta región se encuentra entre las 2 superficies cruciformes CR69 y CR70, y sólo se considera la región que se encuentra en el interior del volumen delimitado por la superficie del banco 01.

Para definir la región donde la barra de control se extrae, se utiliza una celda. La celda 1010CR071 llena de moderador la región del espacio donde la barra de control es extraída, y se encuentra entre la intersección de los volúmenes que delimitan el interior de la superficie cruciforme externa CR70, y el interior de la superficie del ensamble de combustible FA, pero sin considerar la región donde está la barra de control, o sea, afuera de la superficie del banco 01.

Para definir la región donde se encuentra el ensamble de combustible, también se utiliza una celda. La celda 1010FA001 se encuentra en el interior de la superficie del ensamble de combustible FA, pero sin tomar en cuenta la región donde se encuentra el cuadrante de la barra de control ni la región de moderador donde fue extraída la barra de control, o sea, el exterior del volumen de la superficie externa cruciforme. En esta celda se inserta el elemento *lattice* 16, el cual contiene las 6 celdas de control que definen al ensamble de combustible tipo A.

Finalmente, la celda 1010FA002 define la región que no pertenece a la geometría especificada anteriormente. La región exterior tiene moderador como material.

```

cell 1010CR001 1010 b4c -CR01 -B01
cell 1010CR002 1010 crs CR01 -CR35 -B01
:
cell 1010CR067 1010 b4c -CR34 -B01
cell 1010CR068 1010 crs CR34 -CR68 -B01
cell 1010CR069 1010 water -CR69 CR35 CR36 CR37 CR38 CR39 CR40 CR41 CR42
CR43 CR44 CR45 CR46 CR47 CR48 CR49 CR50 CR51
CR52 CR53 CR54 CR55 CR56 CR57 CR58 CR59 CR60
CR61 CR62 CR63 CR64 CR65 CR66 CR67 CR68 -B01

cell 1010CR070 1010 crs CR69 -CR70 -B01
cell 1010CR071 1010 moder -CR70 -FA B01
cell 1010FA001 1010 fill 16 CR70 -FA
cell 1010FA002 1010 moder FA
    
```

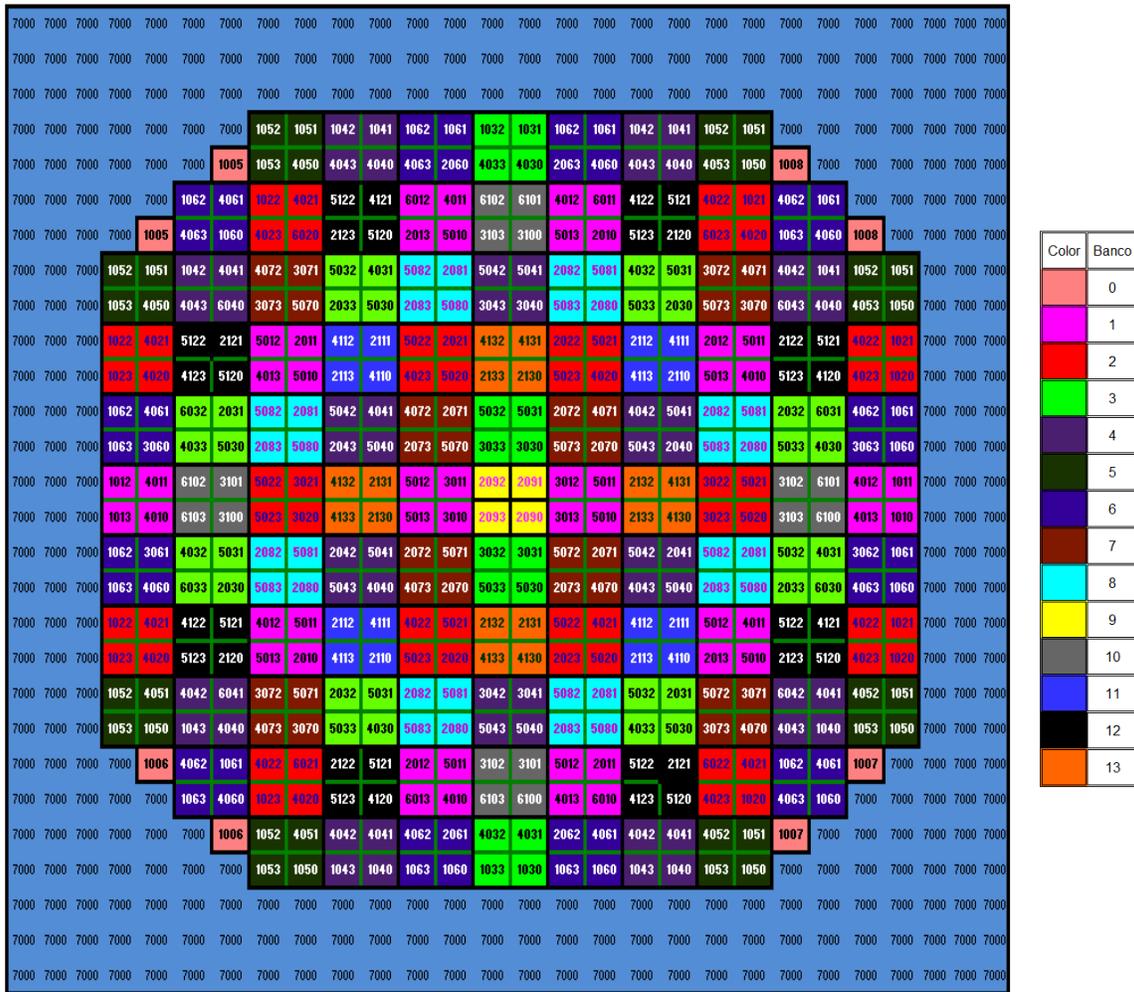


Figura 4.17 Ubicación de los 184 universos definidos para Serpent, para la construcción de los 13 bancos de barras de control en el núcleo de un BWR

En la Figura 4.17 se muestran los 184 universos para describir a los 13 bancos de barra de control que se utilizan para simular un ciclo de operación de un reactor BWR en Serpent 2.1.21. Para generar estos universos, primero se identifica en qué banco de barras de control se encuentra cada uno de las 109 barras de control (Ver Figura 4.16), y se identifican en la configuración de un reactor BWR con todas las barras insertadas. A continuación, ya que cada barra de control con sección cruciforme se encuentra en un canal de combustible, los 4 ensambles de combustible que pertenecen a dicho canal de combustible se identifican como elementos que pertenecen a dicho banco. Una vez identificados los 184 universos, se procede a seguir la metodología anterior para construir todos los universos. Estos universos creados, junto con los 4 universos que representan al ensamble de combustible tipo A sin barra de control rotado en 4 posiciones distintas, y el universo 7000 que define a un volumen de moderador, se utilizan posteriormente para construir el elemento *lattice* 70. Este elemento *lattice* es del tipo 1, centrado en el punto (0,0), con un enrejado de 28x28 lugares. Una vez que se construye el elemento *lattice* 70, se crean 2 celdas en el universo 0. En la primer celda, CORE001 se inserta el elemento *lattice* 70 en el interior de la superficie cilíndrica CORE, mientras que en la segunda celda, CORE002, se define la región afuera de la superficie CORE, la cual ya no pertenece a la geometría especificada.

4.10 Definición de los Materiales del Núcleo en un BWR

4.10.1 Definición de los materiales combustibles

En principio, a todas las regiones que componen a los elementos *pin* se les asigna un material homogéneo específico. Además, a los elementos como el agua, el refrigerante, el encamisado, etcétera, también se les asigna el material del que están compuestos, los cuales se definen en todas las celdas que componen a la geometría representada. La tarjeta que se usa para definir el material es *mat*.

En un núcleo de un BWR, se tienen 2 tipos de materiales combustibles. En el primer caso sólo se tiene algún enriquecimiento de U-235 en las moléculas del UO_2 ; mientras que en el segundo caso se tiene algún enriquecimiento tanto de U-235 como de gadolinio en la mezcla $UO_2 + Gd_2O_3$.

En ambos casos se ignora el isótopo U-234, y se toman en cuenta los isótopos U-235 y U-238 del uranio. Esto es debido ya que la abundancia isotópica del U-234 es muy pequeña en el uranio natural, en donde uno de cada 17500 átomos de uranio es U-234 (Lamarsh, 1983). Además, no se consideran por separado los isótopos del oxígeno, sino el elemento oxígeno.

Con el valor del enriquecimiento de U-235 se calcula el porcentaje atómico ($\%$) del U-238 en el uranio. Es decir, si el enriquecimiento del U-235 es del 4%, el porcentaje atómico del U-238 es igual al 96%. Ahora, en la molécula de UO_2 , si el uranio representa el 100%, y por cada átomo de uranio, existen 2 átomos de oxígeno, esto implica que el oxígeno equivale al 200% del porcentaje atómico en el UO_2 . En otras palabras, si tomamos 100 moléculas de UO_2 , 4 átomos serán de U-235, 96 átomos serán de U-238 y 200 átomos de oxígeno. Por lo tanto, la fracción atómica de cada uno de los isótopos en una molécula se calcula por medio de la ecuación:

$$FA_i = \frac{1}{100} \left(\frac{(\%)_i}{A_T} \right) \quad (4.10.1)$$

donde A_T es el número total de átomos que forman a la molécula bajo estudio.

La masa de un átomo es igual a su peso atómico en unidades de masa atómica [*uma*] (Lamarsh, 1983). Por ejemplo, un átomo de U-235 tiene una masa de 235.0439 *uma*. Así, la fracción de masa del *i*-ésimo isótopo en una molécula se calcula por medio de la ecuación

$$FM_i = \frac{m_i FA_i}{\sum_{j=1}^N m_j FA_j} \quad (4.10.2)$$

donde m_i es la masa de un átomo en [*uma*] del *i*-ésimo isótopo y N es el número de isótopos que hay en la molécula en cuestión. En el segundo caso, cuando se tiene una mezcla de $UO_2 + Gd_2O_3$, el enriquecimiento del gadolinio implica lo siguiente. Si se tiene un enriquecimiento de gadolinio del 4%, esto implica que el 4% total de la mezcla se compone de moléculas de Gd_2O_3 , y 96% de moléculas de UO_2 . Estos 2 porcentajes son los porcentajes moleculares en la mezcla. Así, en primer lugar, se encuentran las fracciones de masa de cada una de 2 moléculas, Gd_2O_3 y UO_2 , por separado, por medio de las ecuaciones (4.10.1) y (4.10.2). A continuación, estos valores se multiplican por su respectivo porcentaje molecular en la mezcla de $UO_2 + Gd_2O_3$. Finalmente, ya que existen 2 contribuciones de fracción de masa del oxígeno, simplemente se suman.

Celda de combustible: B4					
Barra de combustible: 7					
UO ₂	Isótopo	uma	0.01(a/o)	FA _i	FM _i
	U ²³⁵	235.0439	0.04	0.013333333	0.03483054
	U ²³⁸	238.0508	0.96	0.32	0.84662697
	O	15.9990	2	0.666666667	0.11854249
Gd ₂ O ₃	Isótopo	uma	0.01(a/o)	FA _i	FM _i
	Gd	157.2500	2	0.4	0.86759339
	O	15.9990	3	0.6	0.13240661
Mezcla UO ₂ +Gd ₂ O ₃					
	UO ₂	Gd ₂ O ₃	UO ₂ +Gd ₂ O ₃		
Enriquecimientos	0.96	0.04			
U ²³⁵	0.033437318		0.033437318		
U ²³⁸	0.81276189		0.81276189		
O	0.113800793	0.0052963	0.119097057		
Gd		0.0347037	0.034703735		
Barra de combustible: 7			Barra de combustible: 7		
Isótopo	FM _i	ρ de Pastilla ¹ [gcm ⁻³]			
U ²³⁵	0.0334373175	10.5			
U ²³⁸	0.8127618898				
Gd ¹⁵²	0.0000694075				
Gd ¹⁵⁴	0.0007565414				
Gd ¹⁵⁵	0.0051361529				
Gd ¹⁵⁶	0.0071038547				
Gd ¹⁵⁷	0.0054311346				
Gd ¹⁵⁸	0.0086204079				
Gd ¹⁶⁰	0.0075862366				
O	0.1190970572				
Total	1.00				

Tabla 4.1 Cálculo de la fracción de masa de todos los isótopos de un material combustible

¹ La densidad de la pastilla es proporcionada por el fabricante.

Se tomó como referencia la barra de combustible 7 ubicada en la celda B4 de la Tabla 4.1 para ilustrar la obtención de la composición isotópica de un material combustible con gadolinio.

Por otro lado, regresando al ejemplo de la celda de combustible G1, ya que en los elementos combustibles no existe gadolinio, la composición isotópica del material combustible *fuel_G1_1* en términos de fracciones de masa, se escribe en Serpent como:

```
% - - - - Universo 100 (Celda de Combustible G1)
mat fuel_G1_1 -10.6760      %Densidad proporcionada por el fabricante
    92235.09c -0.00618886
    92238.09c -0.87531206
    8016.09c  -0.11849908
```

Ahora, una vez que se obtuvieron las fracciones de masa de cada isótopo, Serpent calcula las densidades atómicas de cada núclido i , x_i , en cada material definido de la siguiente manera. Primero se encuentra la densidad del núclido i de la expresión:

$$\rho_i = (FM)_i \rho \quad (4.10.3)$$

donde se requiere conocer la densidad del material combustible ρ . Con este valor, ahora se calcula x_i de la expresión:

$$x_i = \frac{\rho_i}{M_i} N_A \quad (4.10.4)$$

donde

- M_i : El peso molecular del núclido i .
- N_A : El número de Avogadro.

Finalmente, Serpent calcula todas las secciones eficaces macroscópicas características en cada región homogénea por medio de la ecuación (2.3.1), (Ver Sección 2.3).

4.10.2 Definición de los materiales: moderador y refrigerante

En segundo lugar se encuentran los materiales como el moderador y el refrigerante. Este tipo de materiales deben utilizar una biblioteca de secciones eficaces de dispersiones térmicas, la cual se encuentra en la tarjeta *therm*. El nombre de la biblioteca en este caso es *lwtr*, y el identificador de la biblioteca es *lwe7.12t*.

En los primeros dígitos del identificador de la biblioteca, antes del punto decimal, se especifica qué tipo de biblioteca se utiliza. Para todos los cálculos en este trabajo, se utilizó la biblioteca ENDF/VII (*lwe7*). Posteriormente, después del punto decimal se define la temperatura del moderador, donde el término *.12t* le asigna al moderador la temperatura de 600K.

therm lwtr lwe7.12t

Así, para el moderador, primero se especifica la densidad del moderador a una temperatura y presión fijas. Enseguida, después del comando *moder*, se especifica el nombre de la biblioteca de secciones eficaces de dispersiones térmicas y el núclido que requiere de esta biblioteca, donde 1001 representa el hidrógeno presente en el moderador. A continuación se especifican los núclidos constituyentes del agua, los cuales son el hidrógeno, y el oxígeno. También se proporciona la fracción atómica de cada uno de los núclidos, éstos con valores positivos.

% --- Moderador:

```
mat moder -0.739605 moder lwtr 1001
1001.06c 0.666667
8016.06c 0.333333
```

4.10.3 Definición de los materiales: helio en el hueco de la varilla de combustible

La fracción de masa del helio presente en este sitio se toma como si todo el helio fuese el isótopo ${}^4_2\text{He}$. La parte importante en este cálculo es la obtención de la densidad, ya que el helio se encuentra en un estado termodinámico con una $P = 10\text{atm}$ y $T = 600\text{K}$.

El helio que se encuentra en el hueco de una barra de combustible tiene que estar a una presión alta para soportar la presión proveniente del exterior del encamisado. Todos los *pins* que se consideraron en Serpent tienen éstas características termodinámicas.

Así, se requirió calcular la densidad del helio a $P=10atm$ y $T=600K$. El helio está compuesto de 2 isótopos, el 3_2He y 4_2He . Sin embargo, el 99.9998% es 4_2He . Así, se tomó el peso atómico del helio como 4.002602.

El helio se consideró como un gas ideal (Van Wylen, 2003), donde:

$$\rho = \frac{P}{RT} \quad (4.10.5)$$

$$R = \frac{\bar{R}}{M} \quad (4.10.6)$$

donde:

- M : El peso molecular.
- \bar{R} : La constante universal de los gases.
- R : Una constante para un gas en particular.

Ya que el helio es un gas monoatómico, M será el peso atómico del helio. Por lo tanto, sustituyendo los valores correspondientes en las 2 ecuaciones anteriores se obtuvo

$$R = \frac{8.3145 \frac{KNm}{KmolK}}{4.002602 \frac{Kg}{Kmol}} = 2.077273 \frac{KNm}{KgK} \quad (4.10.7)$$

$$P = (10atm) \left(\frac{1.01325bar}{1atm} \right) \left(\frac{0.1MPa}{1bar} \right) \left(\frac{1000KNm^{-2}}{1MPa} \right) = 1013.25 \frac{KN}{m^2} \quad (4.10.8)$$

$$\rho = \frac{P}{RT} = \frac{1013.25KNm^{-2}}{\left(2.077273 \frac{KNm}{KgK} \right) (600K)} = 0.812964 \frac{Kg}{m^3} = 0.81 \times 10^{-3} \frac{gr}{cm^3} \quad (4.10.9)$$

4.10.4 Definición de los materiales estructurales

Finalmente se encuentran los materiales estructurales, como los tubos de agua de un ensamble de combustible, el encamisado del combustible y el canal del combustible, que están compuestos de zircaloy. En este rubro también se encuentran las barras de control, que están compuestas de carburo de boro, hafnio, aire, acero inoxidable y agua. Estos materiales estructurales se definen proporcionando su densidad, los núclidos constituyentes y las respectivas fracciones de masa de cada uno de los núclidos.

CAPÍTULO 5

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

CAPÍTULO 5. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

5.0 Introducción

En este capítulo se presentan todos los cálculos realizados con el código Serpent. Su finalidad es observar cómo varía k_{inf} , o k_{eff} , dependiendo del caso, al variar algunos parámetros durante el proceso de quemado del combustible. Con estos cálculos, se obtuvieron varios resultados mostrados en forma de gráficas, tablas, y datos importantes de las geometrías modeladas en Serpent. Además, se muestran algunas figuras del sistema nuclear modelado que genera el código Serpent. Es importante resaltar que las figuras que genera Serpent para cada paso de quemado muestran 2 tipos de tonos de color (Leppänen, 2015). Cuando el combustible muestra un determinado tono que abarca desde el amarillo hasta el rojo, se representa una potencia de fisión específica. Por otro lado, el moderador puede mostrar tonos desde el azul claro hasta un tono entre azul y negro, en donde se está representando un determinado flujo térmico (Ver Figuras 5.3 y 5.4). Todos estos cálculos se hicieron con la finalidad de realizar la modelación del núcleo de un BWR en 3D para un ciclo dado, considerando el quemado de los ensambles de combustible provenientes de ciclos anteriores. Se realizó la simulación del proceso de quemado de este modelo para obtener la duración del presente ciclo de operación. Finalmente, se le incorporó el sistema de bancos de barras de control para observar el efecto de la inserción de barras de control al inicio del ciclo.

5.1 Simulación del Quemado de 1 Pin en 2D

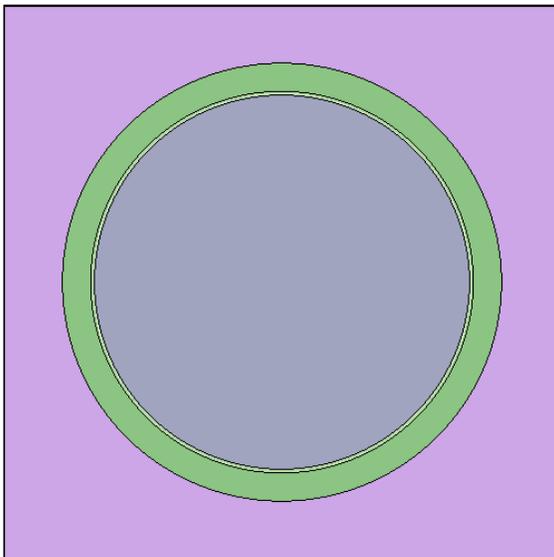


Figura 5.1 Pin con 0% de Gd

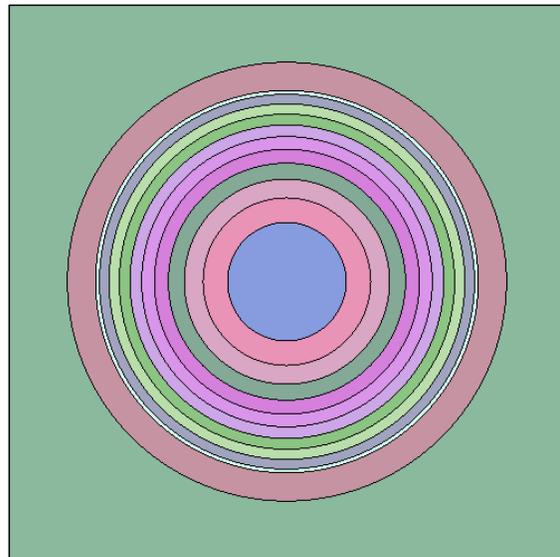


Figura 5.2 Pin con 2%, 4% y 6% de Gd

Para modelar el quemado del combustible nuclear en un *pin* se realiza lo siguiente. Primero se construye la geometría de un *pin*. El material combustible se encuentra dentro de las pastillas de combustible, el cual está recubierto por un encamisado, y existe un espacio relleno de helio entre la pastilla de combustible y el encamisado, que tiene por nombre huelgo. En el exterior del encamisado existirá refrigerante, el cual absorbe la energía térmica producida por la barra de combustible.

La condición de frontera que se utiliza en todas las simulaciones en 2D es reflexiva, es decir, cuando un neutrón atraviesa la frontera de la geometría, este neutrón es reemplazado. Por lo tanto, estos sistemas no consideran las fugas de los neutrones. Por esta razón, cuando en una simulación se tiene esta condición de frontera reflexiva, se obtiene k_{inf} (Ver Sección 2.4.1).

En el caso del quemado de un *pin* con algún enriquecimiento de gadolinio, la región donde se encuentra el combustible nuclear se divide en 10 anillos concéntricos, mostrada en la Figura 5.2 (Leppänen, 2015), para tomar en cuenta el efecto rim, donde las concentraciones isotópicas de la mezcla de isótopos físiles más los venenos quemables se vuelven no uniformes mientras el combustible es quemado, por el efecto de autoblandaje del combustible (Leppänen, 2007). Por otro lado, cuando se tiene un enriquecimiento de gadolinio del 0%, sólo se toma en cuenta 1 anillo concéntrico (Ver Figura 5.1). Esto se realiza por medio la instrucción `burn <# anillos>`, la cual es escrita en la tarjeta `mat`.

Se realizaron 360 archivos de entrada para Serpent 2.1.21 con el propósito de observar el comportamiento de k_{inf} al variar ciertos parámetros en el quemado de combustible de un *pin* en 2D, de 0 a 70 GWd/TM (Ver Figuras 5.3 y 5.4).

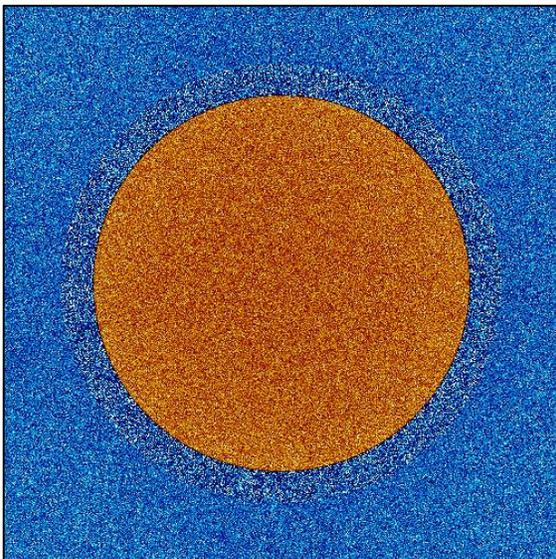


Figura 5.3 Potencia de fisión de un pin en el paso de quemado de 0.0 GWd/TM

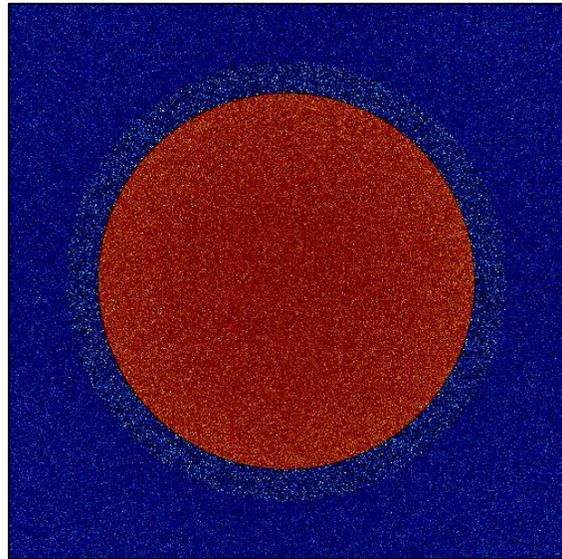


Figura 5.4 Potencia de fisión de un pin en el paso de quemado de 70.0 GWd/TM

Los parámetros considerados son: el enriquecimiento de U-235 (1%, 2%, 3%, 4% y 5%), el enriquecimiento de gadolinio (0%, 2%, 4% y 6%), la fracción de vacíos (0%, 40% y 80%), la temperatura del combustible (600K y 900K), y la densidad de potencia [$(20 \times 10^{-3}, 30 \times 10^{-3}$ y $40 \times 10^{-3}) \text{ KW}_t \text{ g}^{-1}$]. Sin embargo, sólo se graficaron 120 resultados en 24 gráficas, mostradas desde la Figura 5.5 hasta la Figura 5.28, ya que la densidad de potencia no afectó el comportamiento de k_{inf} en el proceso de quemado de 0 a 70 GWd/TM . Así, la densidad de potencia considerada es de $20 \times 10^{-3} \text{ KW}_t \text{ g}^{-1}$.

En cada archivo de entrada se utilizaron 2,000 neutrones, con 500 ciclos activos, lo cual forma un total de 1×10^6 historias por archivo de entrada. El huelgo de la pastilla de combustible fue ocupado de helio a una presión de 10 atm. Ya que es un *pin*, la simetría del sistema se tomó con el valor 12, que es el valor más grande que acepta Serpent.

Los resultados obtenidos de la simulación del quemado de 1 *pin* en 2D fueron:

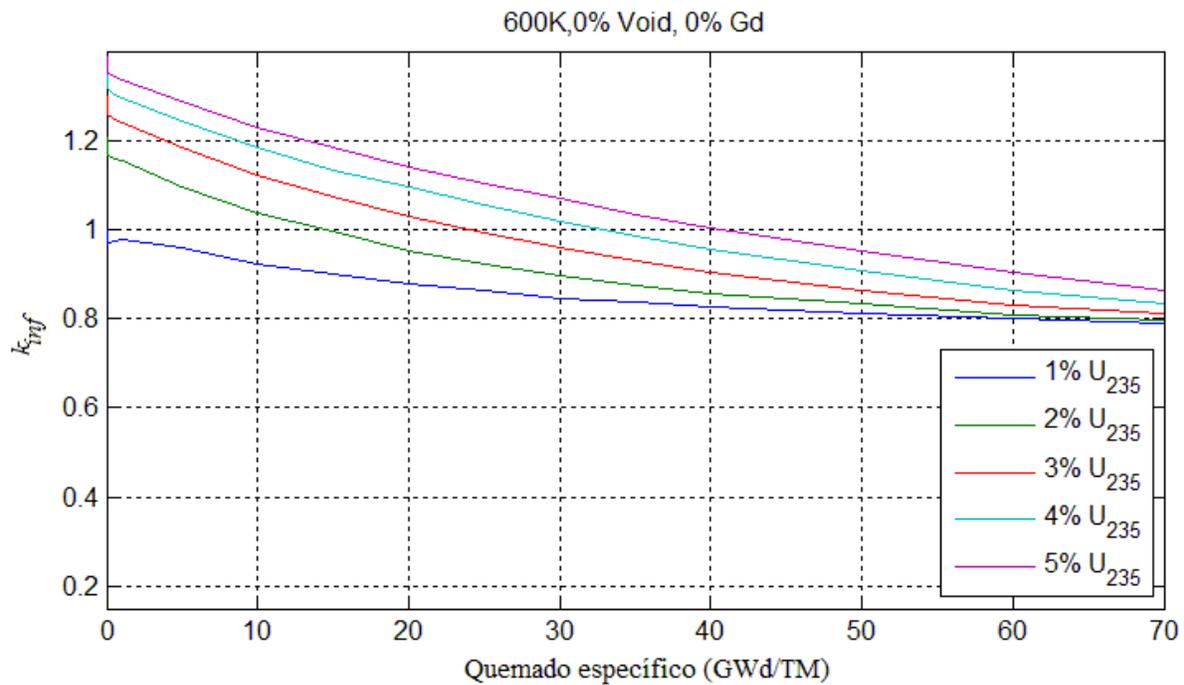


Figura 5.5 *Pin* con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

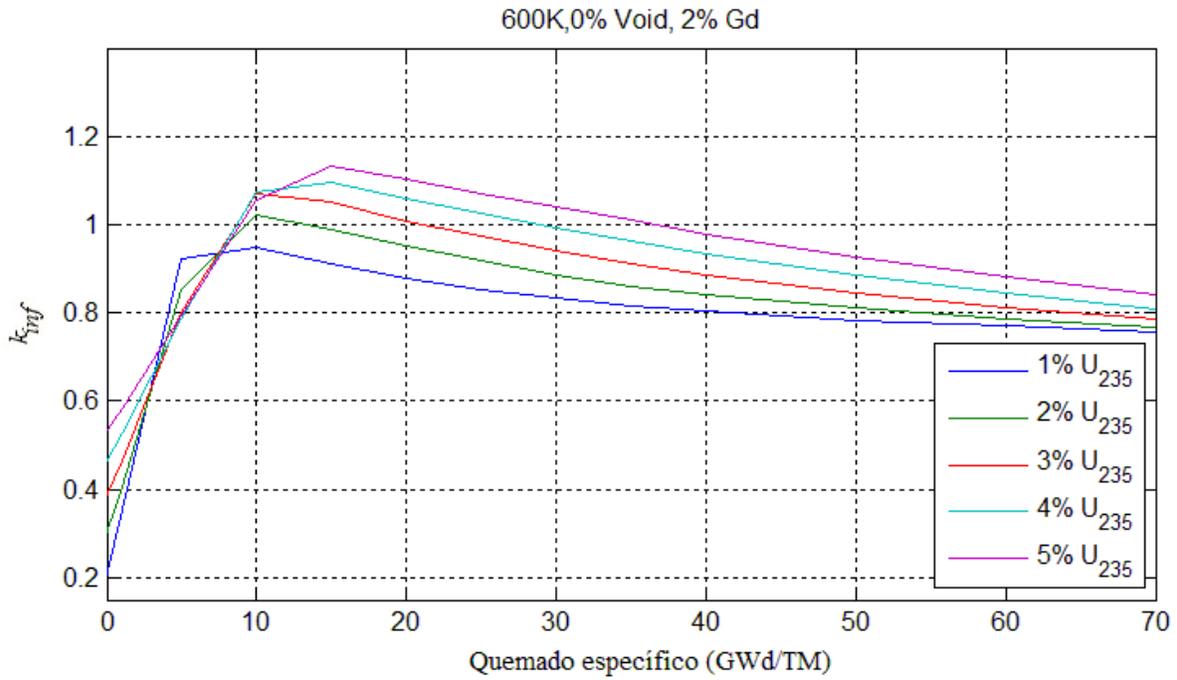


Figura 5.6 *Pin* con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

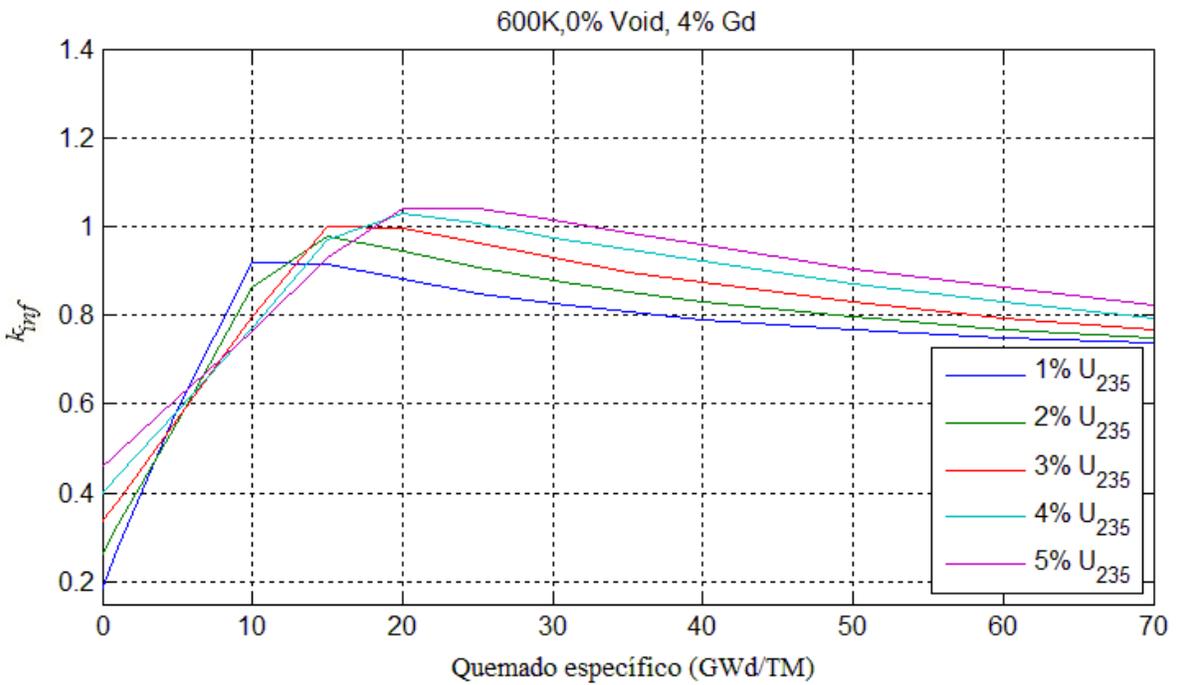


Figura 5.7 *Pin* con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

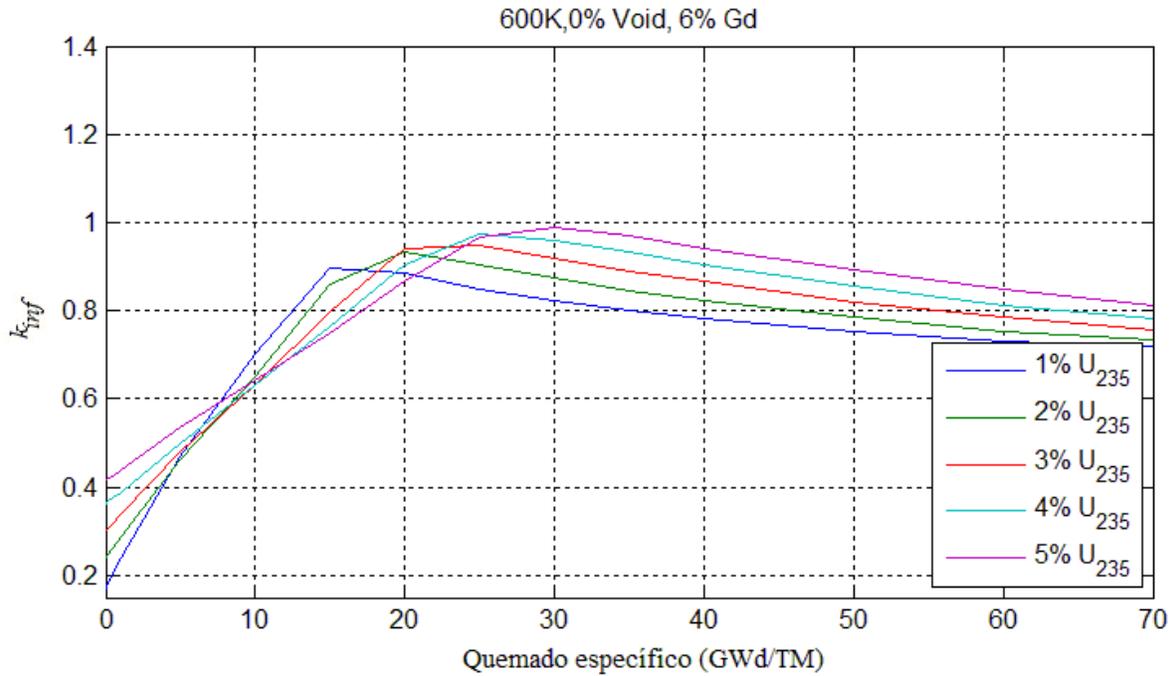


Figura 5.8 *Pin* con temperatura de combustible a 600 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

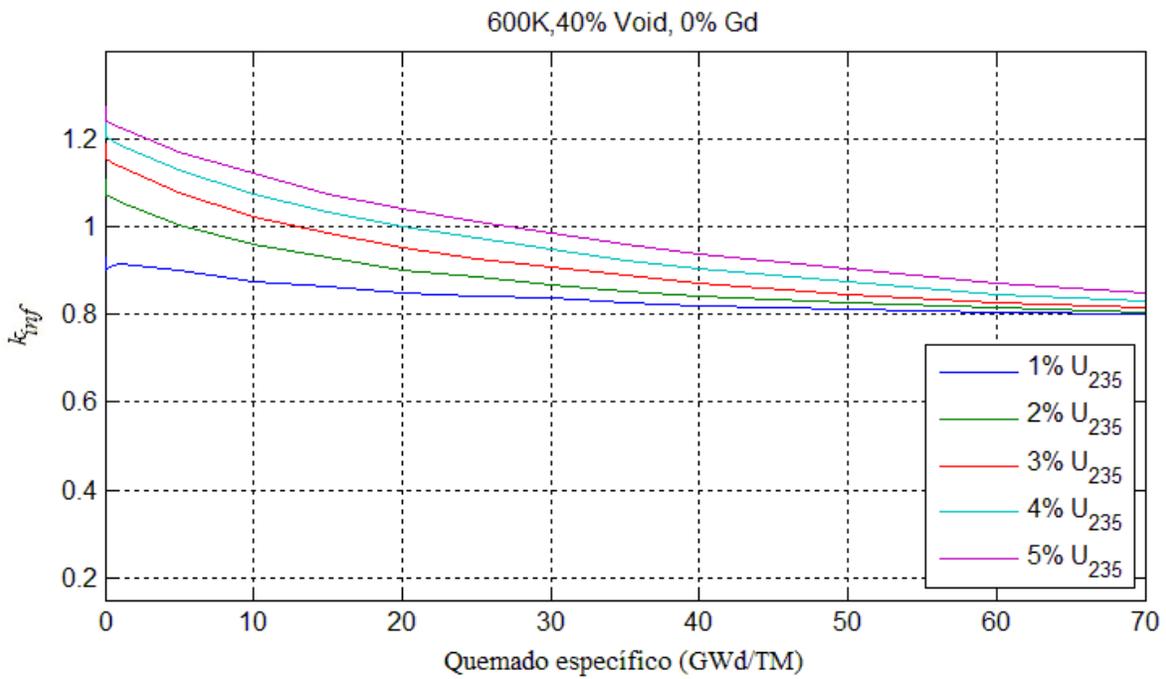


Figura 5.9 *Pin* con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

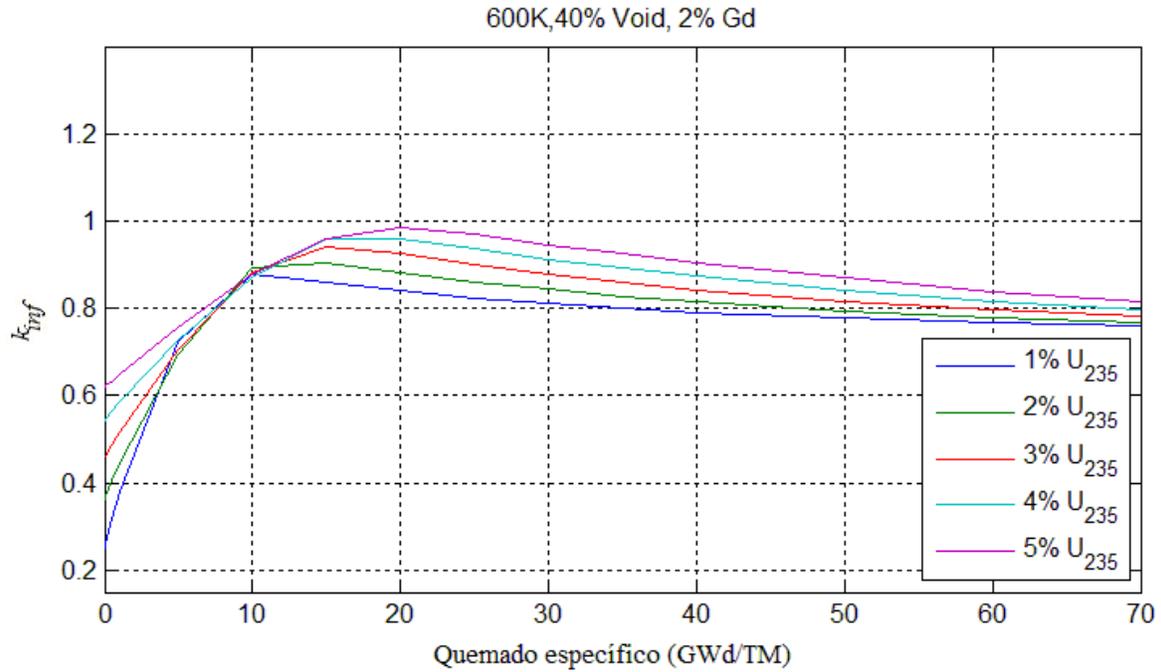


Figura 5.10 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

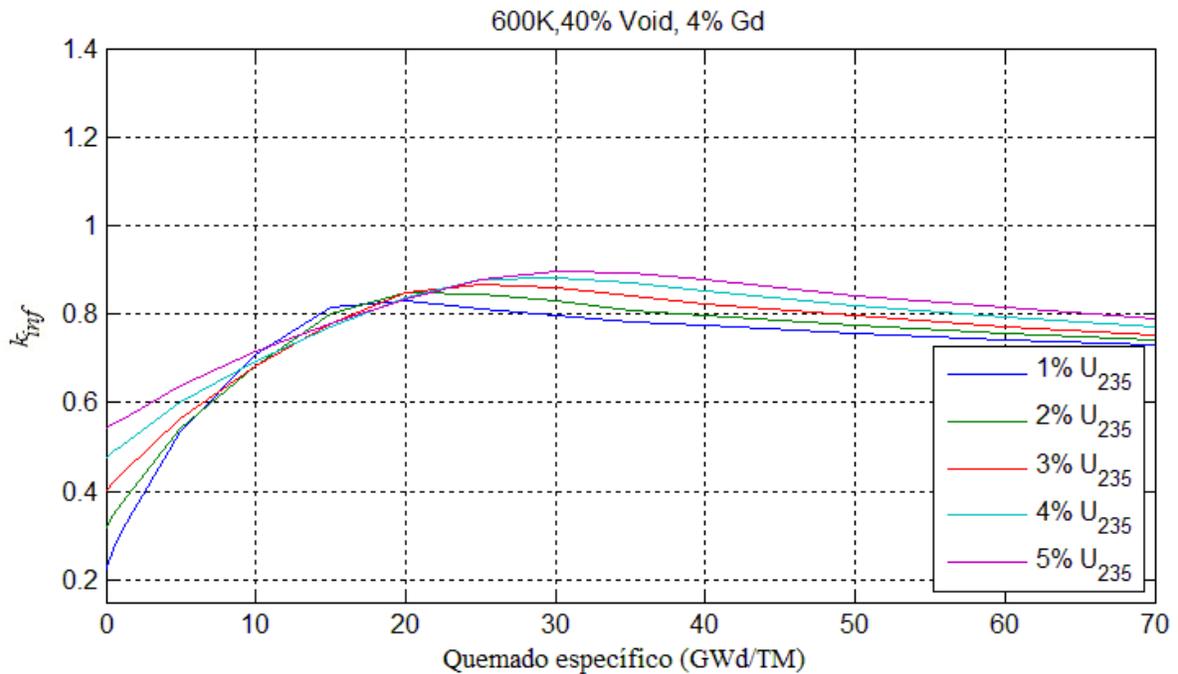


Figura 5.11 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

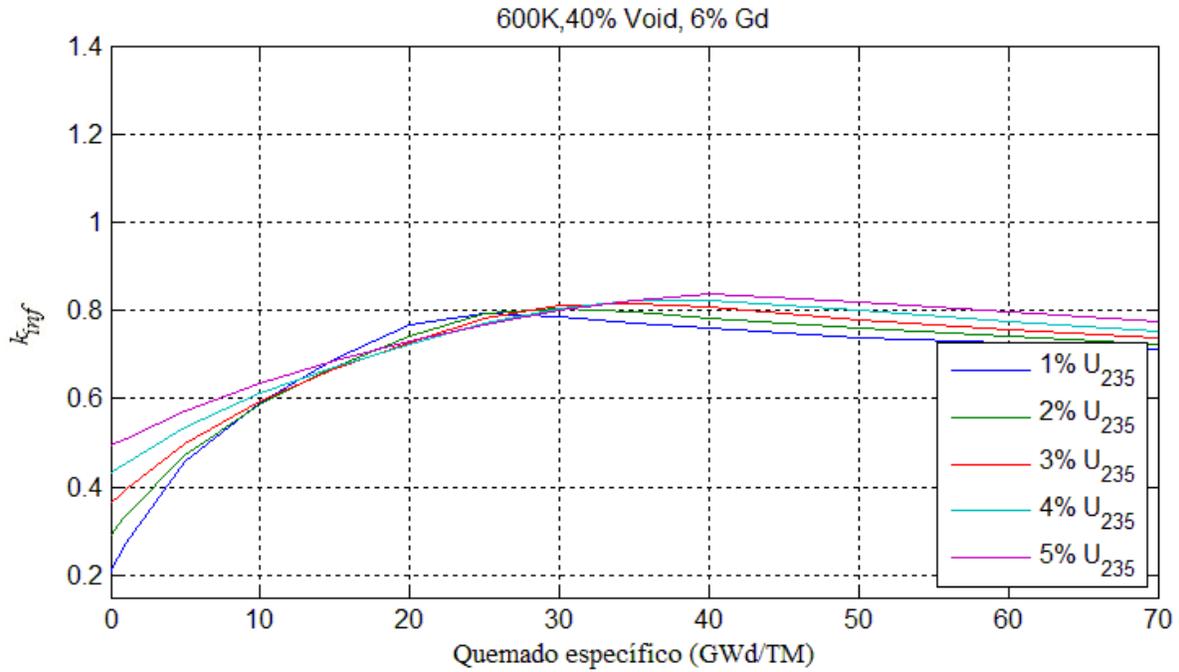


Figura 5.12 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

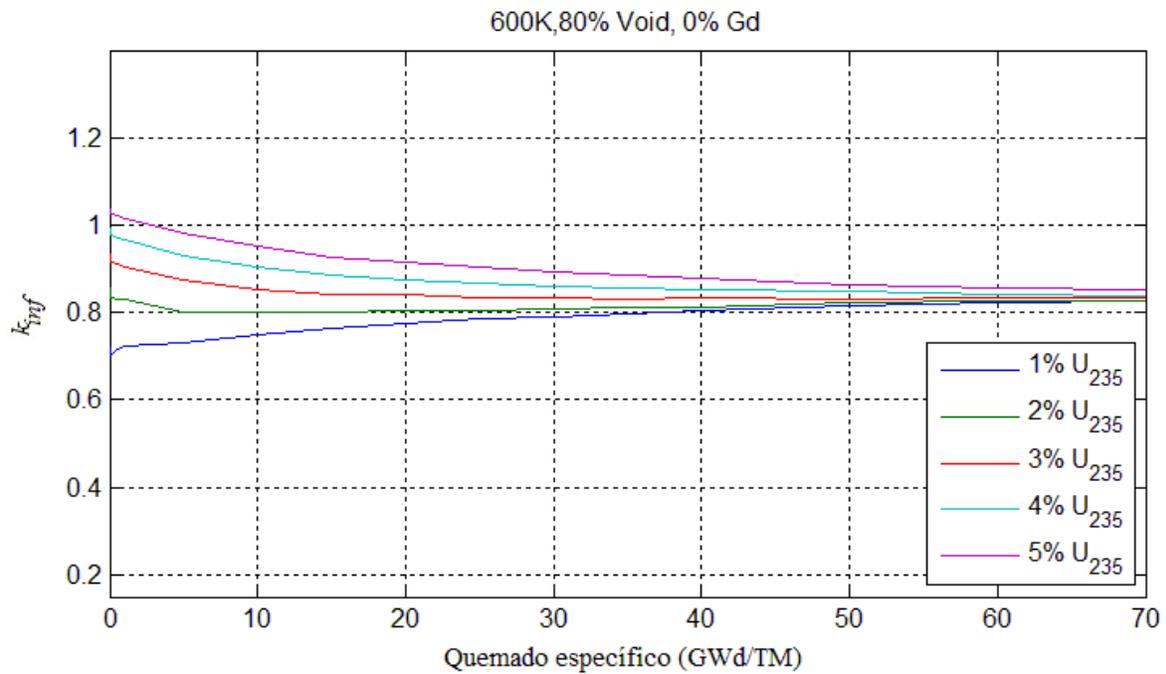


Figura 5.13 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

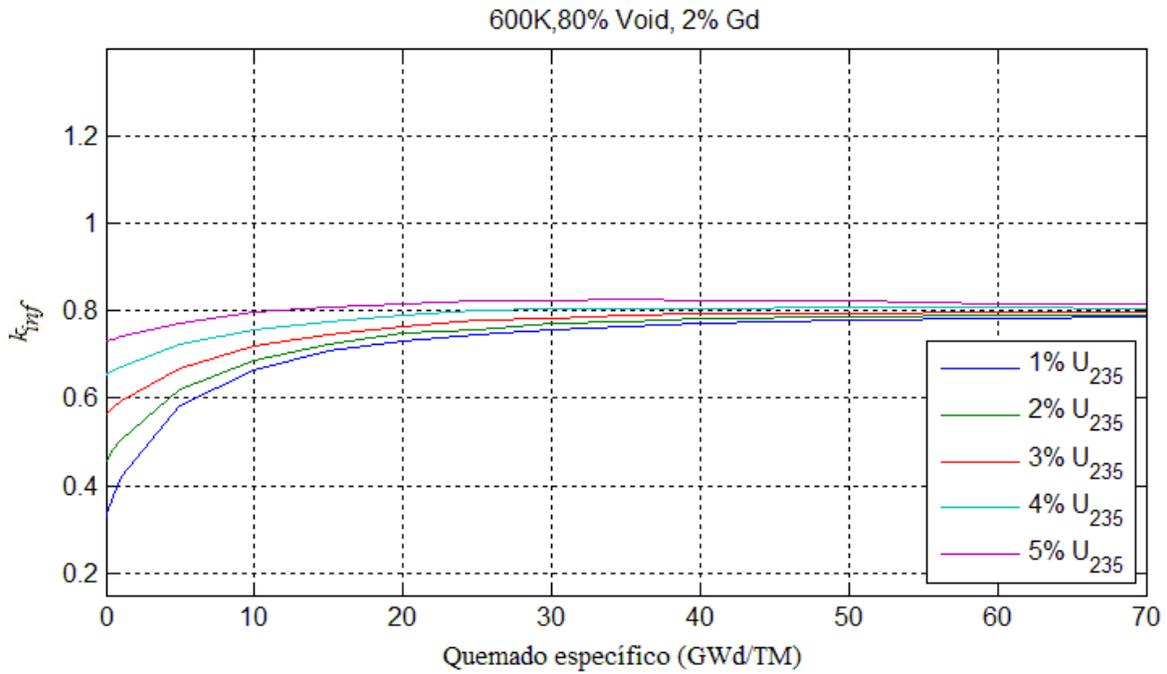


Figura 5.14 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

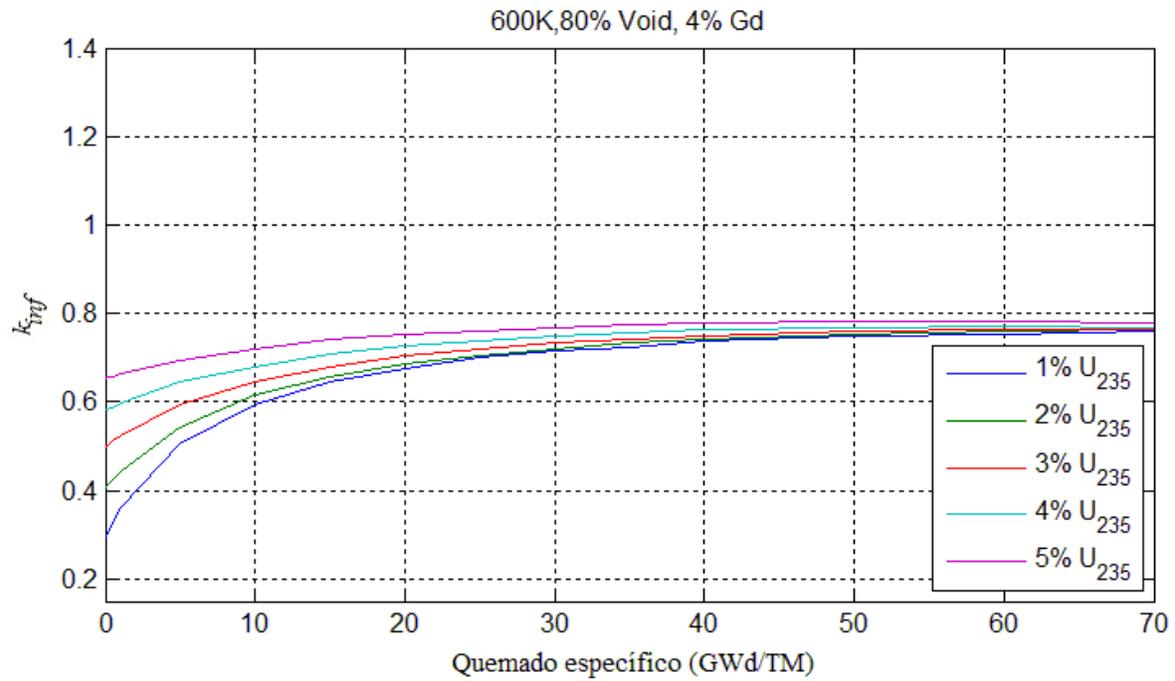


Figura 5.15 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

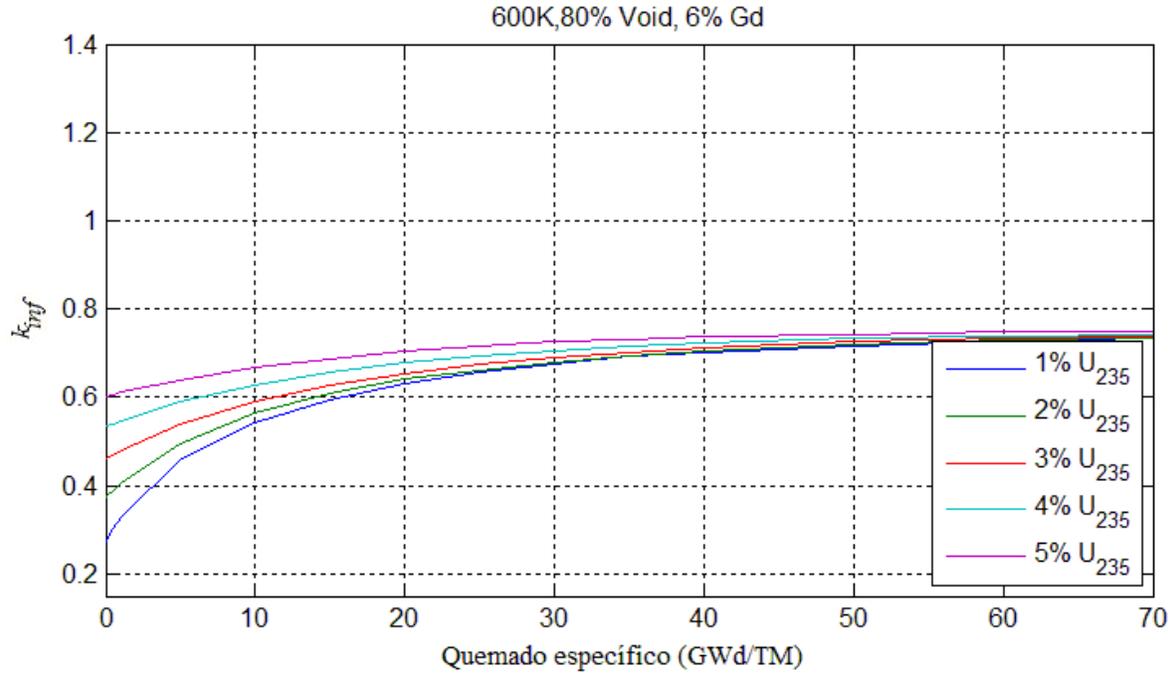


Figura 5.16 k_{inf} con temperatura de combustible a 600 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

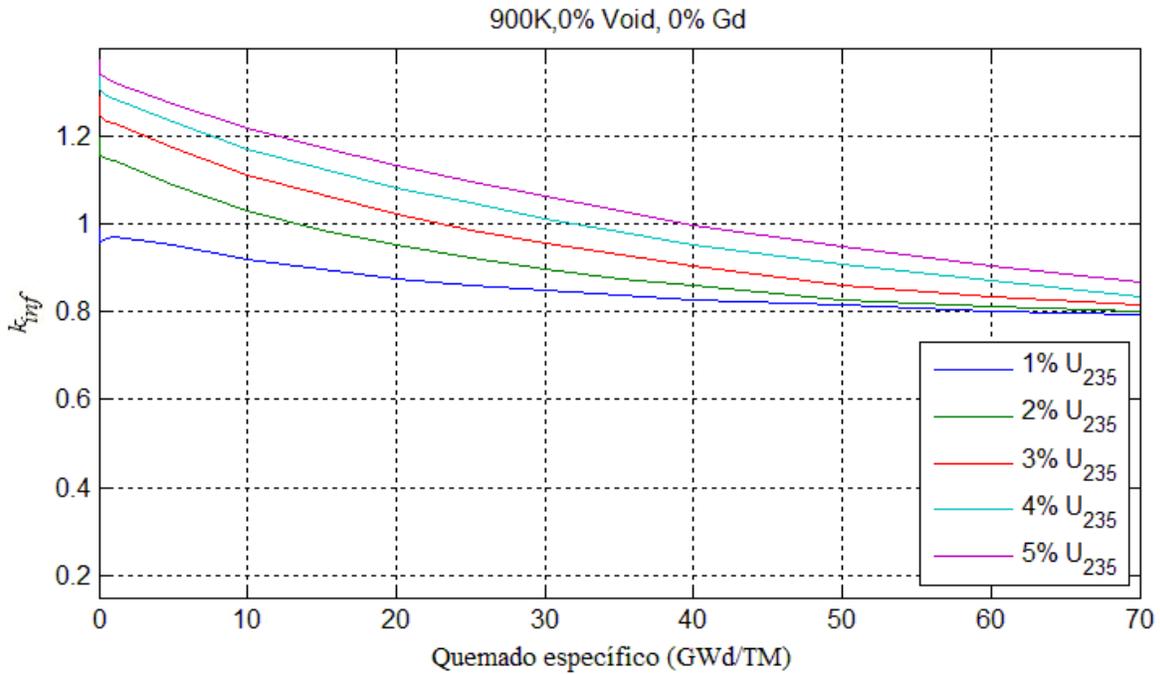


Figura 5.17 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

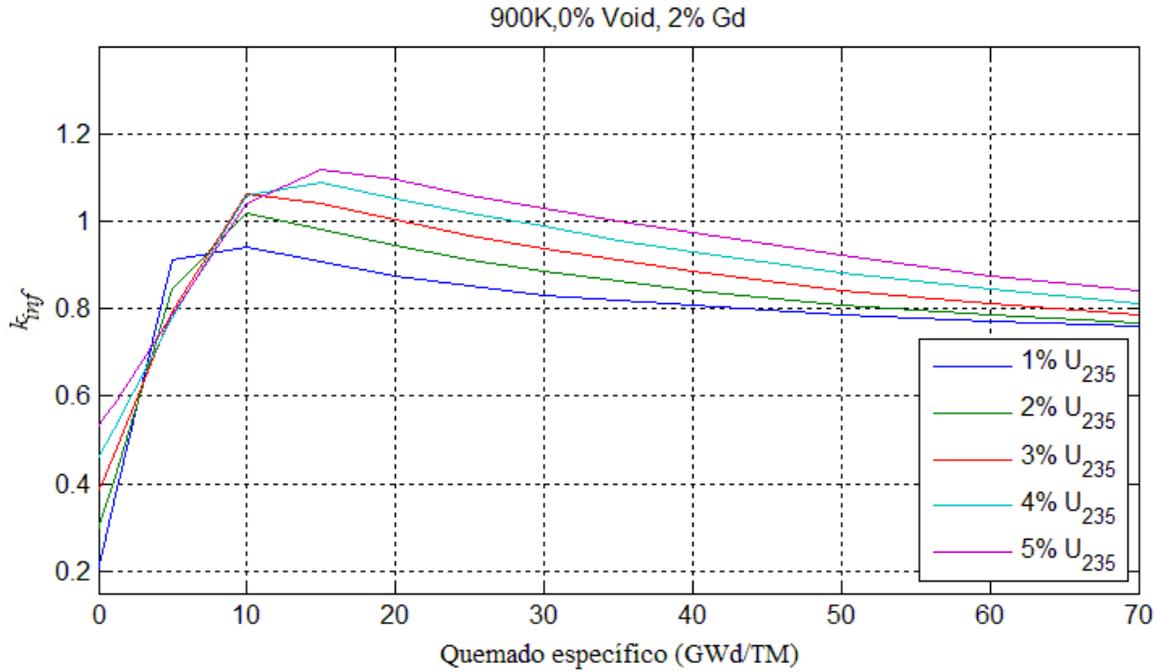


Figura 5.18 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

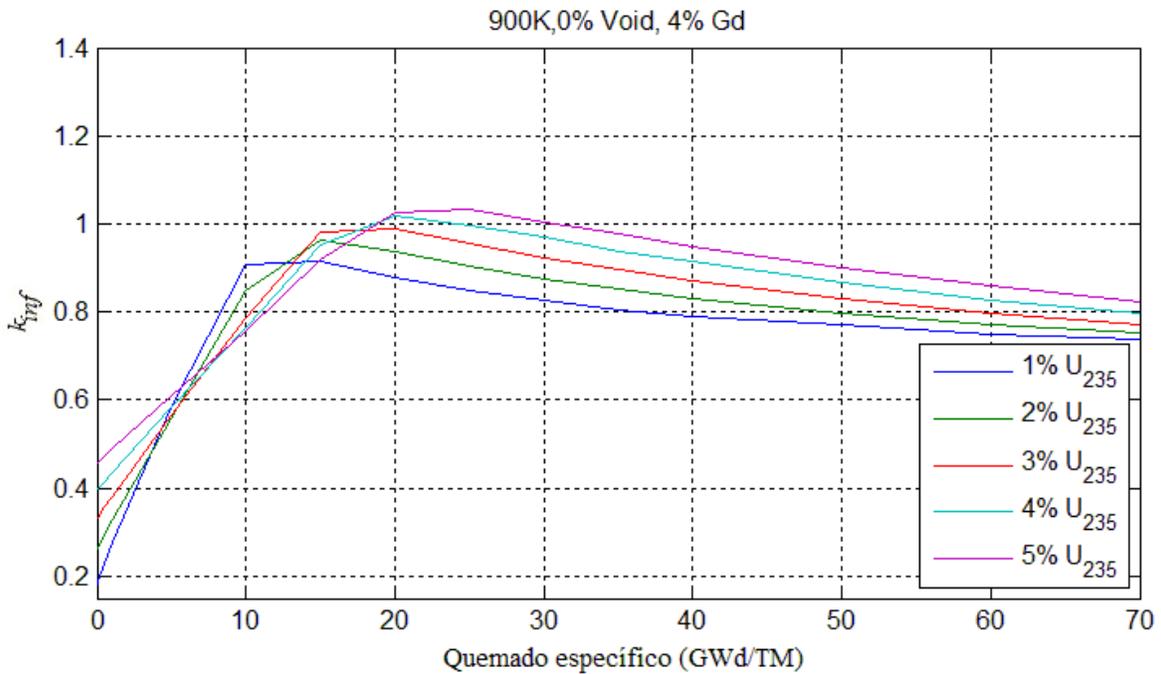


Figura 5.19 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

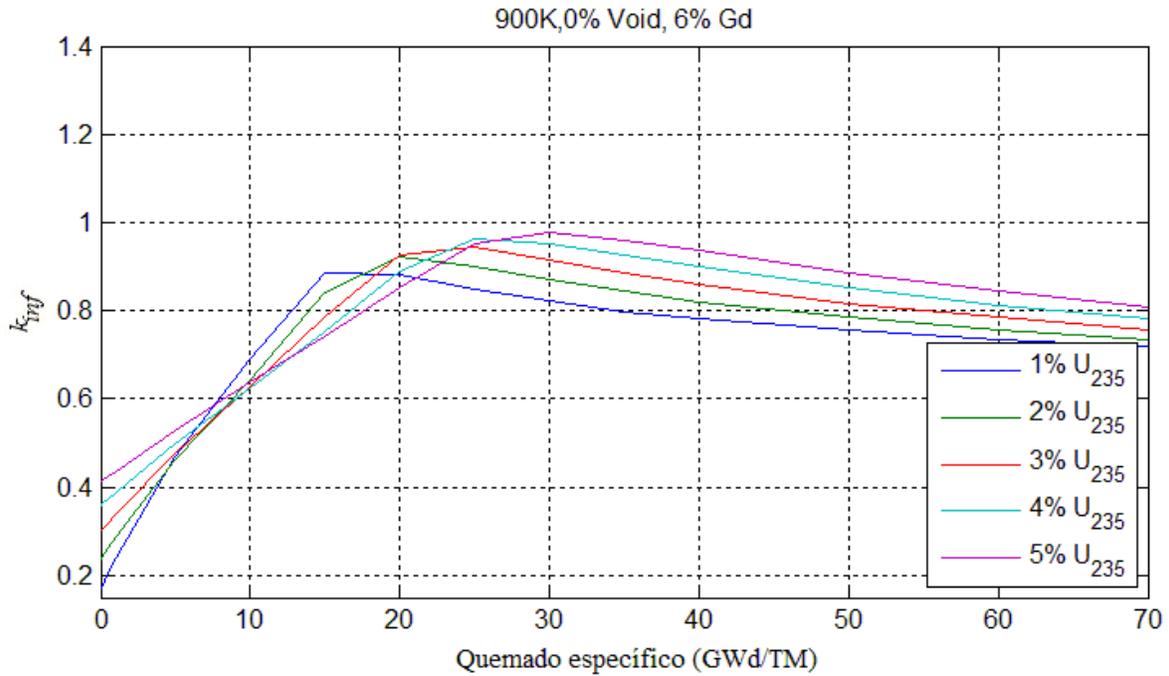


Figura 5.20 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 0% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

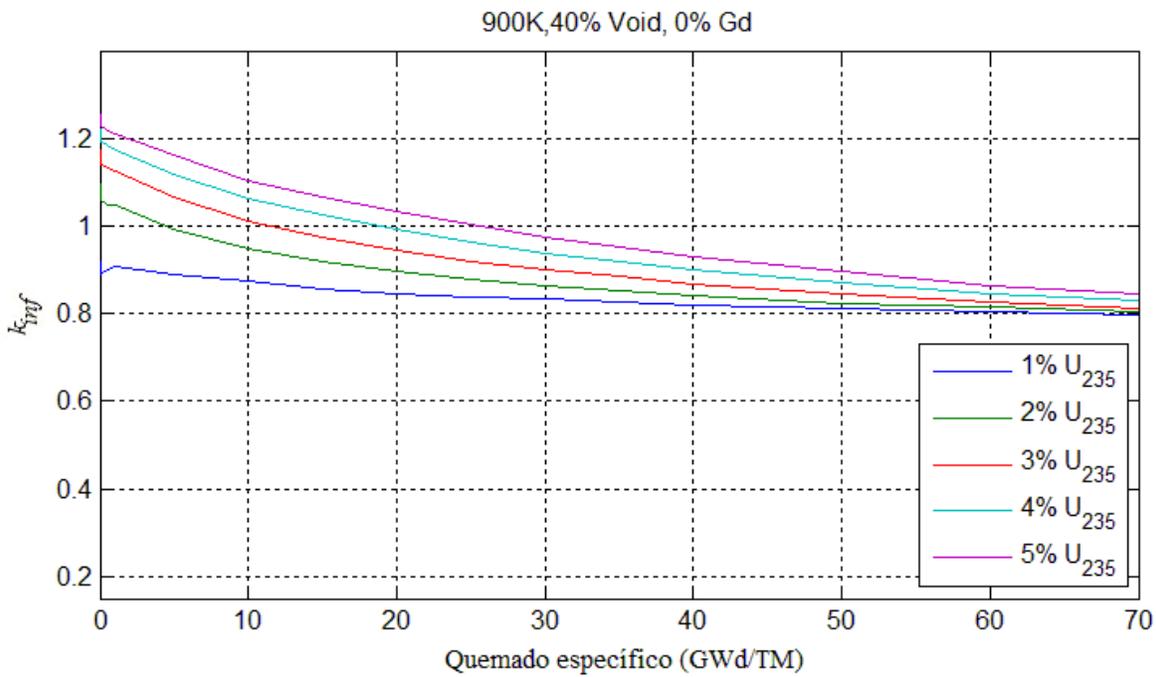


Figura 5.21 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

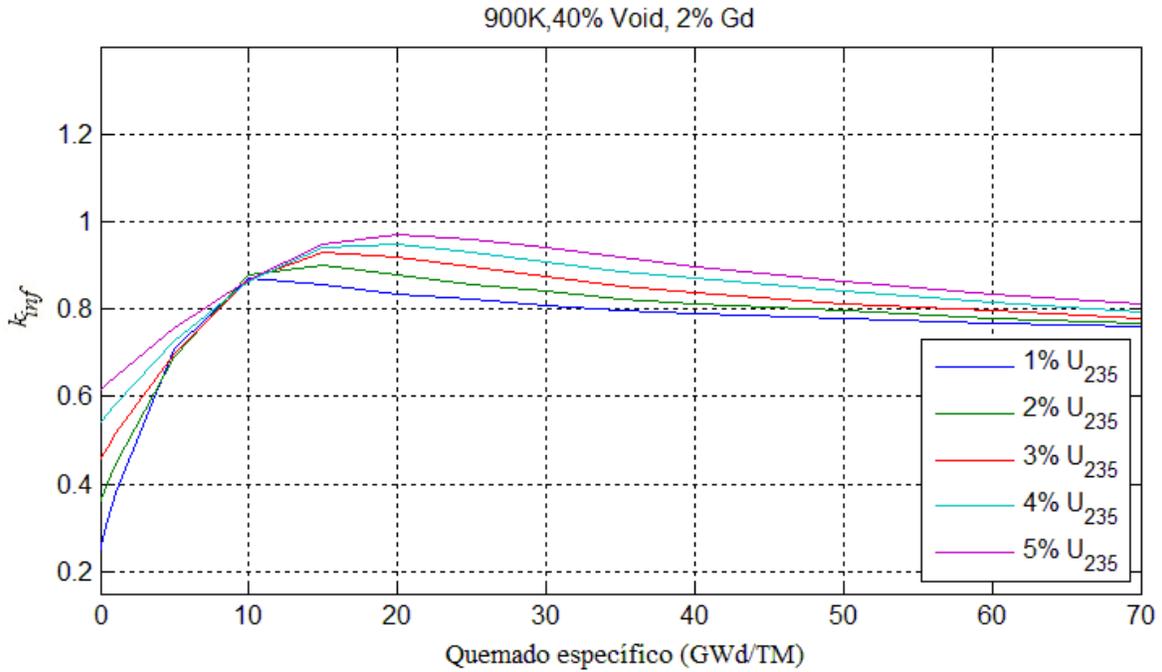


Figura 5.22 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

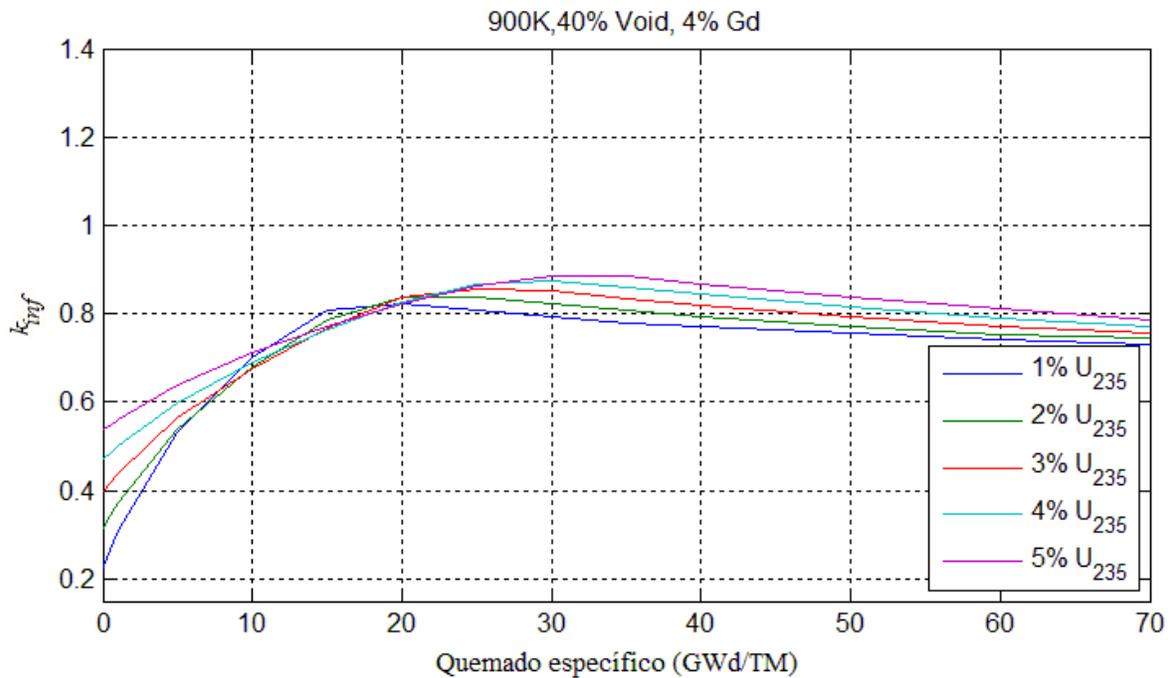


Figura 5.23 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

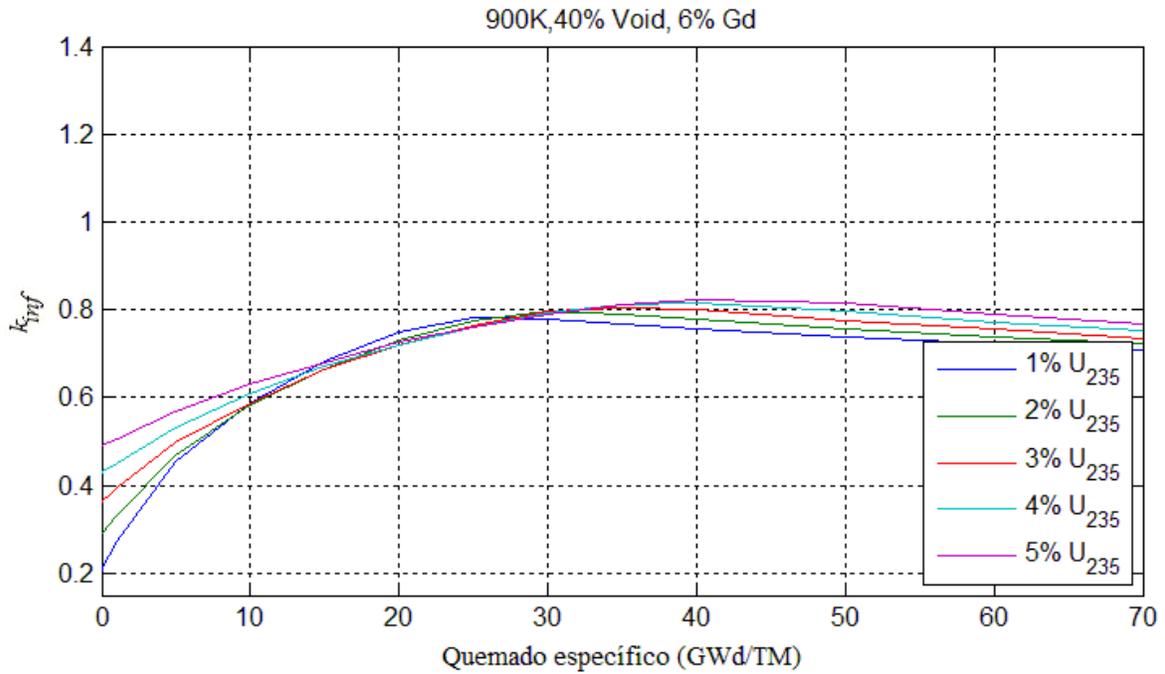


Figura 5.24 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 40% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

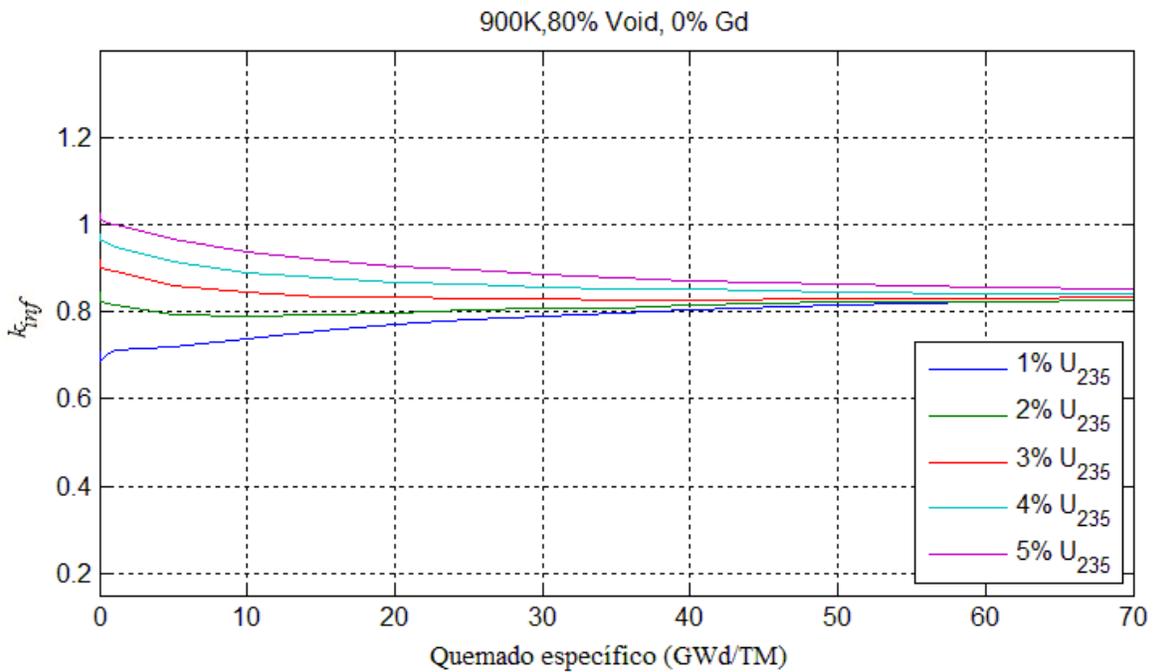


Figura 5.25 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 0%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

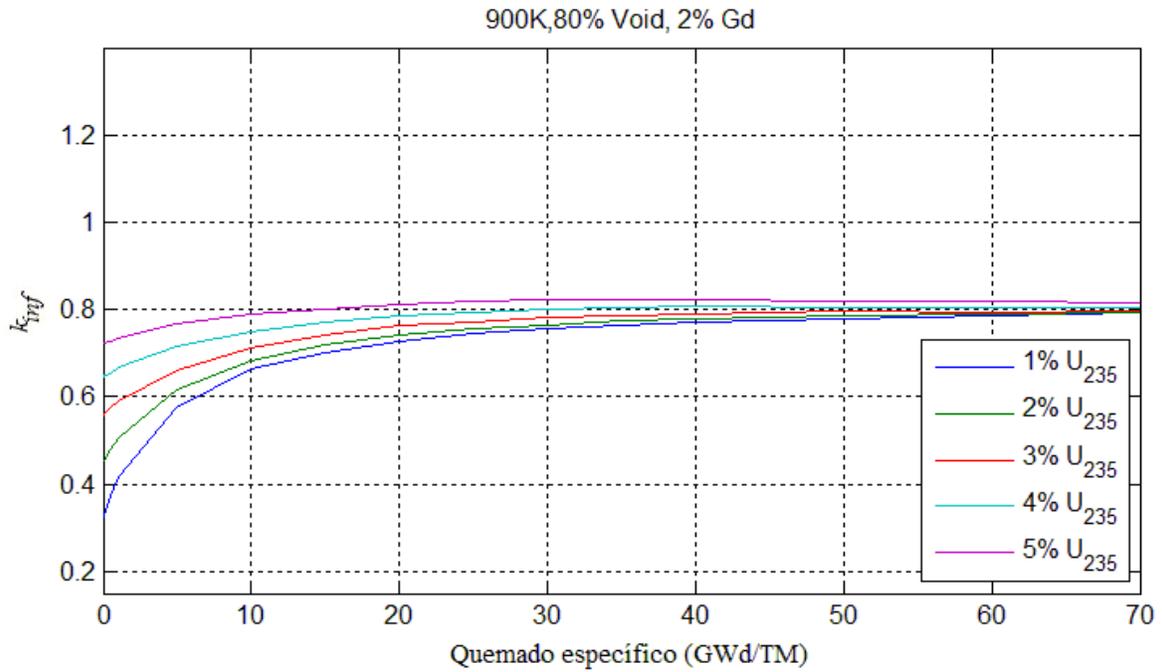


Figura 5.26 *Pin* con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 2%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

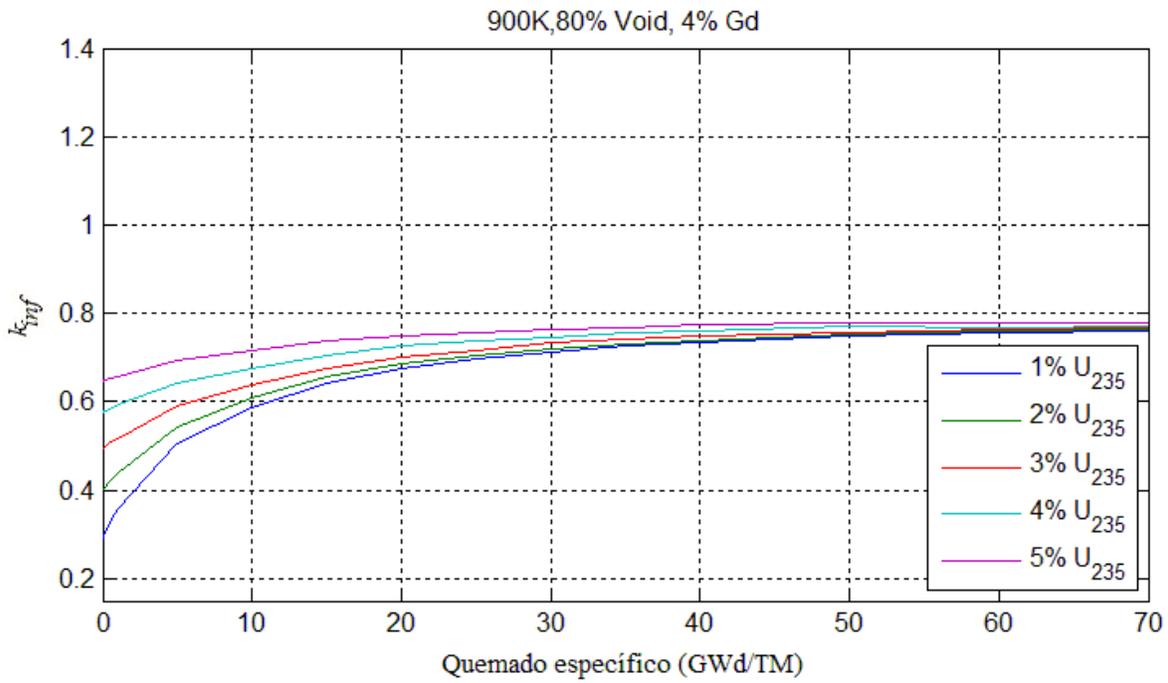


Figura 5.27 *Pin* con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 4%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

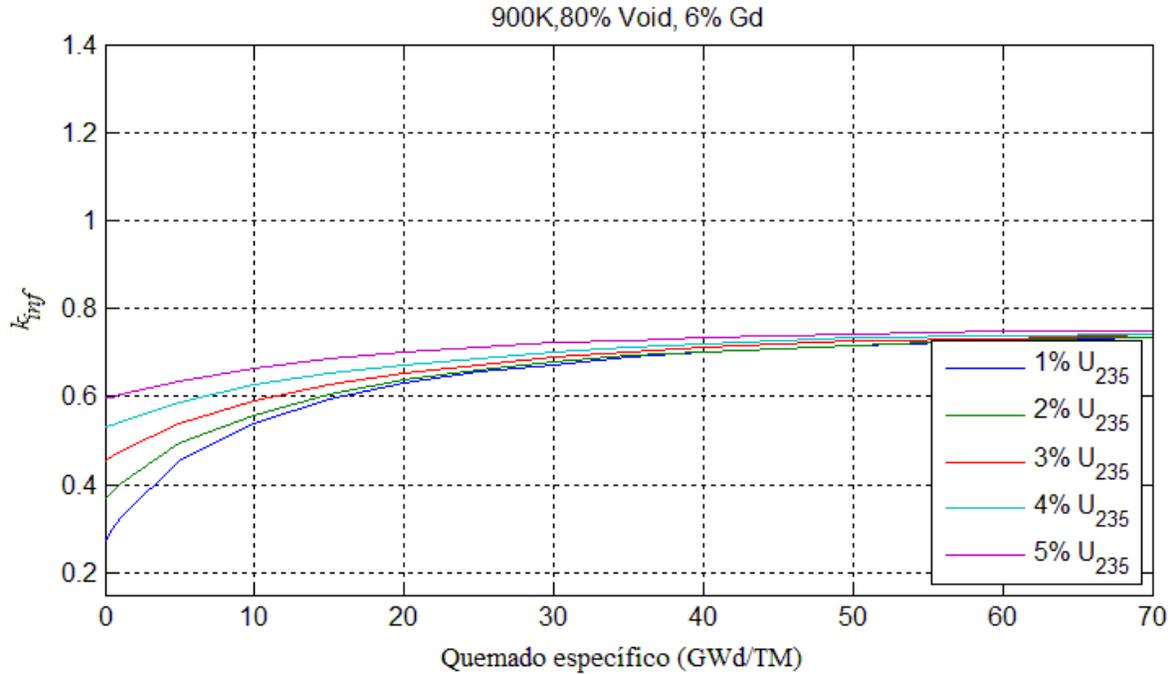


Figura 5.28 k_{inf} con temperatura de combustible a 900 K, 80% de vacíos, enriquecimiento de gadolinio del 6%, y enriquecimiento del U-235 del 1% al 5%

En todas las figuras obtenidas anteriormente, se observa que k_{inf} tiende al valor de alrededor de 0.8 a quemados altos.

Variación del enriquecimiento de Gd con los demás parámetros constantes

Los valores del enriquecimiento del gadolinio tomados en cuenta fueron 0%, 2%, 4% y 6%.

Se observa una diferencia del comportamiento de k_{inf} muy notorio cuando hay enriquecimiento de óxido de gadolinio, y cuando no hay tal enriquecimiento.

Cuando se tiene un enriquecimiento del gadolinio del 0%, es decir, no hay gadolinio, k_{inf} disminuye asintóticamente en la mayoría de los casos, a excepción de fracciones de vacío altos y enriquecimiento de U-235 bajos. Se elaboraron 2 archivos de entrada, con fracción de vacíos igual a 0.80 y enriquecimiento del 1% y 2%, en los cuales los valores de k_{inf} incrementan su valor asintóticamente, aunque siguen por debajo de los resultados de k_{inf} obtenidos de los archivos de entrada con la misma fracción de vacíos y enriquecimientos de U-235 mayores. Cuando el enriquecimiento de Gd fue igual a 0%, los valores de k_{inf} al inicio del quemado de combustible fueron los más altos, donde la mayoría tenía un valor mayor a 1.

Cuando existe un enriquecimiento de gadolinio, el panorama es completamente distinto. Ya que el gadolinio controla la potencia térmica, el comportamiento de k_{inf} tiene 2 cambios abruptos. Al inicio del quemado de combustible, el valor de k_{inf} es bajo, del orden de 0.2 a 0.7, dependiendo del enriquecimiento de U-235 y la fracción de vacíos que haya. A medida que transcurre el quemado de combustible, k_{inf} incrementa rápidamente hasta llegar a un valor máximo, o a un valor intermedio. En el primer caso, si llega a un valor máximo empieza a disminuir lentamente, y después de cierto quemado, disminuirá en mayor proporción. En el otro caso, si al principio llegó al valor intermedio, seguirá incrementándose en menor proporción hasta llegar a su valor máximo. Finalmente empieza a disminuir gradualmente.

También se observa que a mayor concentración de Gd, el combustible nuclear UO_2 se consume más lento al inicio del quemado del combustible nuclear. El valor de k_{inf} empieza a incrementarse debido a que el Gd empieza a agotarse, y empieza a quemarse mayor cantidad de combustible nuclear.

Físicamente, la cantidad de reactividad absorbida es controlada por la concentración inicial del gadolinio. Así, a mayor enriquecimiento original del gadolinio, mayor será la cantidad de reactividad absorbida. Debido a esto, cuando se incrementa la concentración del gadolinio, los valores de k_{inf} se incrementan más lento al transcurrir el proceso de quemado en sus pasos iniciales.

Variación del enriquecimiento de U-235 con los demás parámetros constantes

Se observa que a mayor concentración de U-235, k_{inf} aumenta, el quemado del combustible se prolonga por más tiempo, los valores máximos alcanzados de k_{inf} son mayores. El área bajo la curva de k_{inf} vs Q es mayor para enriquecimientos más altos de U-235, lo que implica una mayor cantidad de energía producida. Sin embargo, en un paso de quemado específico puede existir el caso que el valor de k_{inf} para un enriquecimiento bajo sea mayor que para un enriquecimiento alto. Esto será debido al enriquecimiento de gadolinio y a la fracción de vacíos que haya. Generalmente esto ocurrirá para enriquecimientos de gadolinio altos y para fracciones de vacíos bajos.

Físicamente, al tener un enriquecimiento de U-235 bajo, se tiene una reactividad baja. Cuando existe gadolinio, se alcanza el valor máximo de k_{inf} en un quemado menor debido a que el exceso de reactividad se acaba más rápido. Es por este motivo que los valores de k_{inf} empiezan a disminuir cuando se alcanza su valor máximo.

Variación de la fracción de vacíos con los demás parámetros constantes

Al incrementar la fracción de vacíos, los valores de k_{inf} disminuyen rápidamente. Al inicio y al final del quemado de combustible se presenta un ligero incremento de k_{inf} , sin embargo,

los valores máximos disminuyen drásticamente. Por tal motivo, al incrementar la fracción de vacíos, se disminuirá la cantidad de energía extraída a los *pins*.

Esto es debido a que al incrementar la fracción de vacíos, hay menos moderación. Esto implica la disminución del flujo térmico, y por consiguiente, menor producción de fisiones, lo que impactará negativamente a k_{inf} .

Variación de la temperatura del combustible con los demás parámetros constantes

Cuando se incrementa la temperatura, k_{inf} disminuye en casi todo el quemado del combustible, sin embargo, después de cierto quemado de combustible, al incrementarse la temperatura, k_{inf} aumenta de igual forma.

Esto ocurre ya que al incrementarse la temperatura del combustible, la probabilidad de absorción de los neutrones en las resonancias del U-238 se incrementa, debido a que las resonancias se achatan por el efecto Doppler. Por eso, al disminuir la cantidad de producción de neutrones térmicos, las fisiones disminuyen, y por consiguiente, k_{inf} disminuye de igual forma.

Sin embargo, la variación de la temperatura casi no influyó en el comportamiento de k_{inf} en todo el quemado de combustible.

5.2 Simulación del Quemado de 4 Celdas de Control Distintas en 2D

En este análisis, se realizaron 4 archivos de entrada para Serpent, cuyos resultados describen el comportamiento de k_{inf} en 4 tipos distintos de celdas de control. La primera y segunda celda de control tiene todas las pastillas de combustible de uranio natural, con barra de control y sin barra de control respectivamente. El tercer y cuarto tipo de celda de control tiene varios tipos de enriquecimiento, tanto de uranio natural como de gadolinio en sus pastillas de combustible, con barra de control y sin barra de control.

El archivo de entrada que se utilizó para cada uno de los 4 casos fue la construcción de una celda de control, donde en cada uno de sus 4 espacios se colocó la misma celda de combustible, pero con la respectiva orientación de 0°, 90°, 180° y 270°. Además, si el tipo de celda de control requiere de una barra de control cruciforme, ésta se localiza en su centro. Este esquema da los mismos resultados que una sola celda de combustible con un cuarto de barra de control, debido a la simetría del sistema.

Por último, se observó el cambio de k_{inf} en el proceso del quemado del combustible en 6 estados estacionarios. La temperatura de combustible (TF), y la fracción de vacíos en la celda de combustible (VF) pueden tomar un valor de entre TF=600K, 900K y entre VF=0.0, 0.40, 0.70 respectivamente, para cada estado estacionario.

Caso 1. Celda de control con uranio natural y sin barra de control

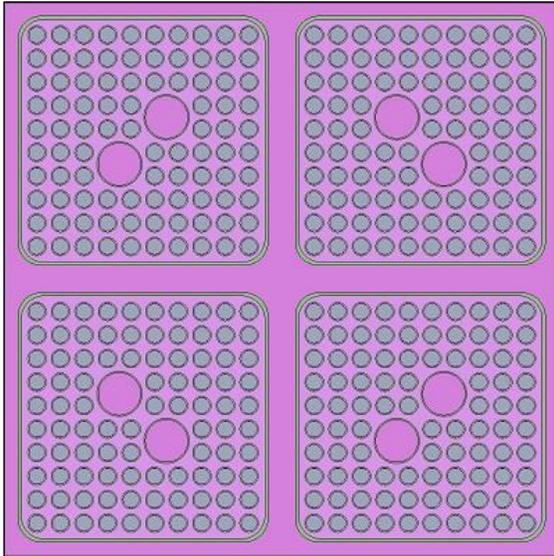


Figura 5.29 Geometría de la celda de control para el primer caso

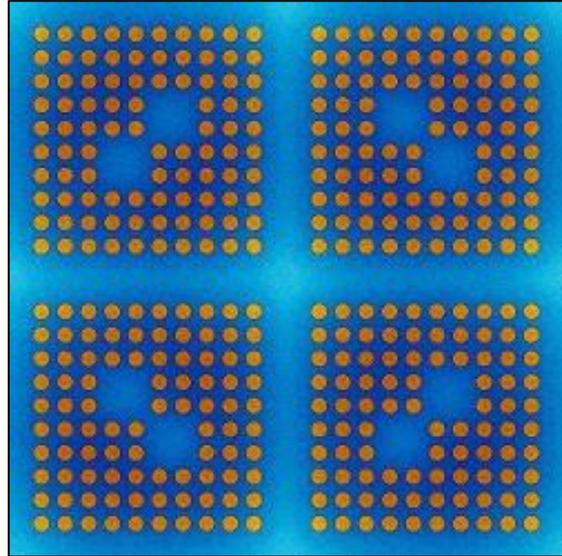


Figura 5.30 Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el primer caso

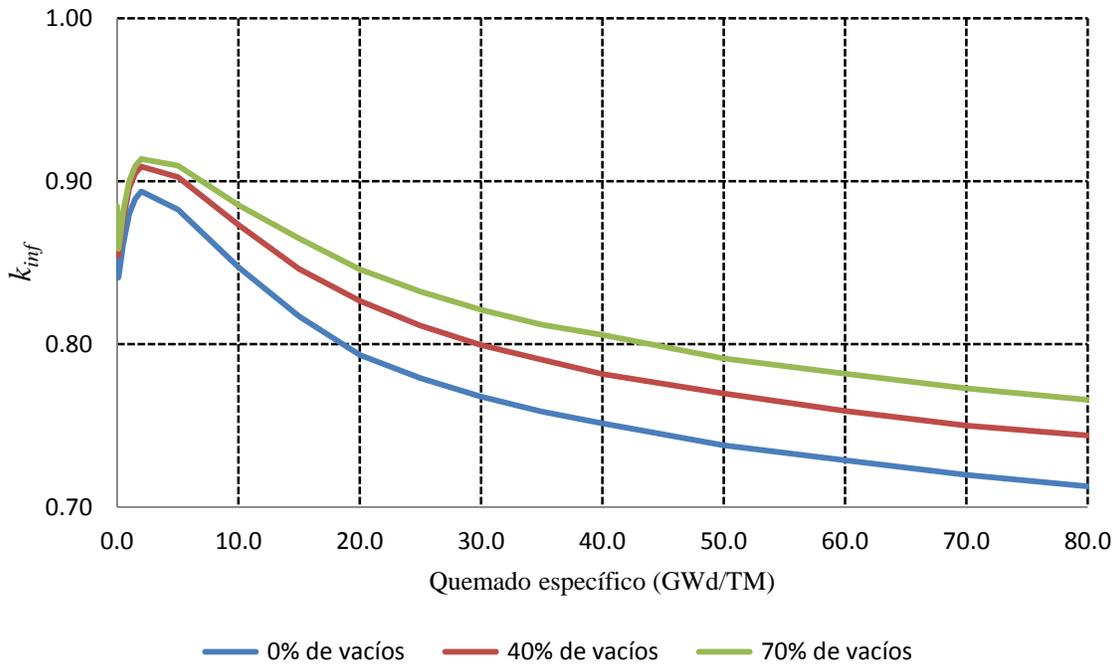


Figura 5.31 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=600K, sin barra de control

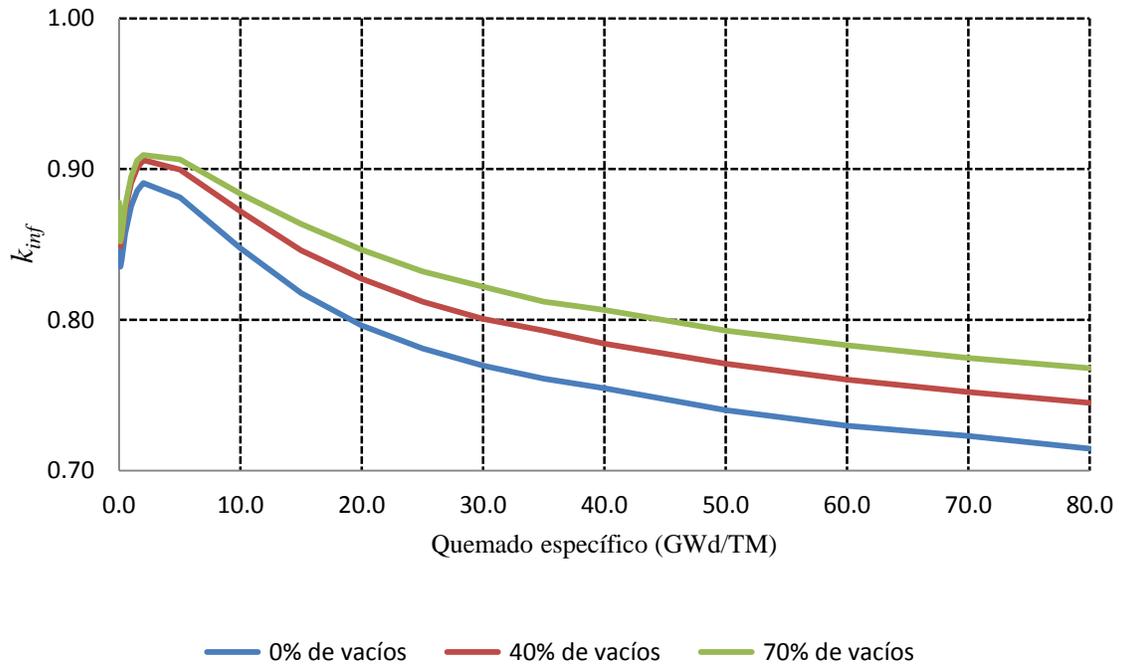


Figura 5.32 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=900K, sin barra de control

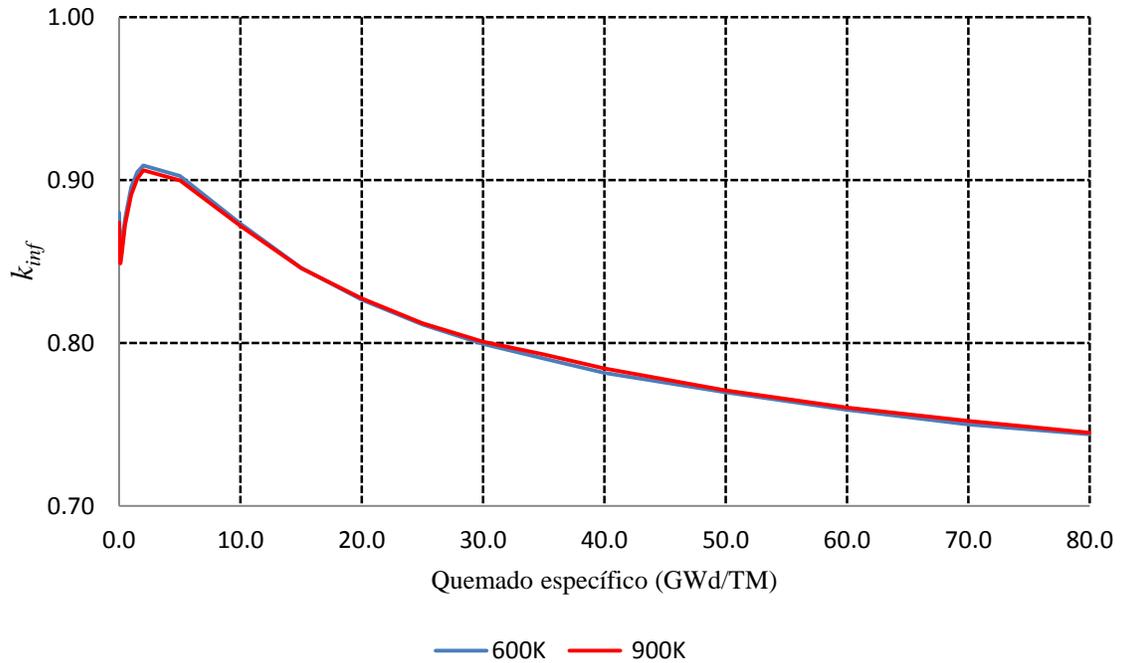


Figura 5.33 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural, con 40% de vacíos, sin barra de control

La Figura 5.29 muestra la geometría de una celda de control con todas sus pastillas de combustible de uranio natural. En la Figura 5.30 se tiene la misma geometría, pero se muestra su potencia de fisión y flujo térmico en el instante en que todavía se tiene combustible fresco.

Temperatura del combustible y fracción de vacíos fijos

Se analizó el comportamiento de k_{inf} para cada estado estacionario obteniéndose 6 curvas, mostradas en las Figuras 5.31 y 5.32. Para estos 6 casos, todos los valores obtenidos de k_{inf} en el proceso de quemado de combustible son menores a 1, ya que sólo hay uranio natural y se tiene agua ligera como moderador. Además, la mayoría de estos valores se encuentran entre 0.7 y 0.9. El comportamiento de estos valores obtenidos es el siguiente. Inicia con un valor menor a 1, disminuye en los primeros pasos de quemado donde llega a un primer mínimo, debido a la saturación de los productos de fisión que generan un “envenenamiento” a este sistema. Luego incrementa hasta un valor máximo y menor a 1, para finalmente disminuir progresivamente, debido a que la cantidad de material fósil empieza a disminuir a partir de 2 GWd/TM .

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos variable

Ya sea que se analice la Figura 5.31, con una temperatura del combustible de 600K, o bien, la Figura 5.32, con una temperatura del combustible de 900K, se obtiene lo siguiente. Cuando la fracción de vacíos incrementa, k_{inf} incrementa de igual forma a lo largo del quemado. Sin embargo, a medida que el quemado aumenta, se hace más notoria la diferencia entre la separación de las curvas que describen el comportamiento de k_{inf} para cada estado estacionario. En otras palabras, cuando la fracción de vacíos aumenta, k_{inf} aumenta en mayor proporción en los últimos pasos del quemado de combustible. Físicamente, se está criando mayor cantidad de Pu-239 al incrementar la fracción de vacíos, ya que se moderan los neutrones en menor grado y existe una mayor probabilidad de que los neutrones sean absorbidos en las resonancias del U-238. Además, la cantidad de U-235 es baja en todo el quemado del combustible, lo cual propicia que exista una mayor probabilidad de que un neutrón interactúe con el U-238 y se genere el Pu-239. Esto explica que al haber más vacíos, k_{inf} se incrementa para cualquier paso de quemado.

Temperatura del combustible variable y fracción de vacíos fijo

Si se comparan las Figuras 5.31 y 5.32, para cada uno de los 3 porcentajes de vacíos, se concluye que en los primeros pasos de quemado, a medida que la temperatura incrementa, k_{inf} disminuye. Esto es debido al efecto Doppler. Posteriormente, entre el intervalo de quemado de 10 a 20 GWd/TM se observa un incremento de k_{inf} al incrementarse la temperatura. Esto es debido a una mayor cantidad de producción de Pu-239 con una temperatura de 900K, comparada con el valor de 600K, ya que la probabilidad de absorción

de los neutrones en el U-238 se incrementó. Este comportamiento se observa mejor en la Figura 5.33, en donde sólo se considera el porcentaje de vacíos del 40% y variando la temperatura de 600K a 900K.

De las deducciones que se hicieron anteriormente, se observó para este caso que el incrementar la temperatura del combustible y la fracción de vacíos trae como resultado una mayor generación de Pu-239, el cual se ve reflejado en altos quemados al incrementarse k_{inf} .

Además se concluye de la Figura 5.33 que la variación del comportamiento de k_{inf} en las 2 temperaturas del combustible cuando se tiene una fracción de vacíos fija es casi nula en todo el proceso de quemado del combustible.

Caso 2. Celda de control con uranio natural y con barra de control

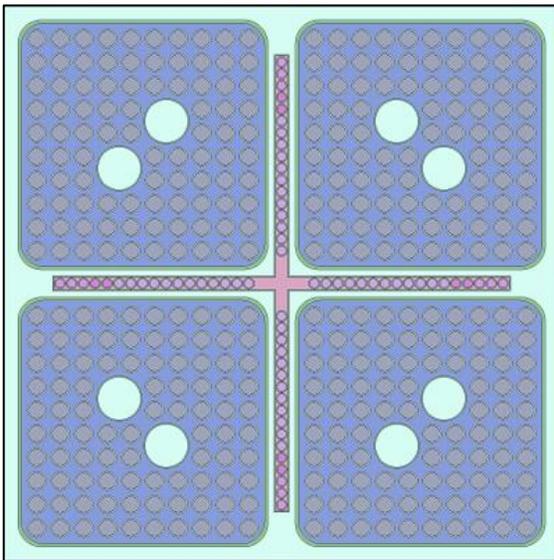


Figura 5.34 Geometría de la celda de control para el segundo caso

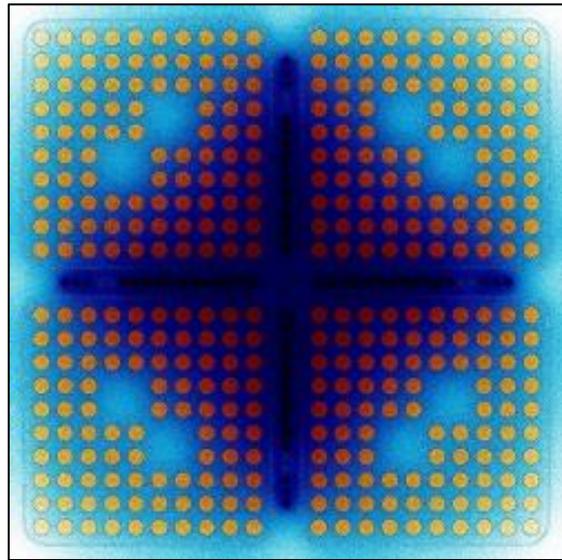


Figura 5.35 Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el segundo caso

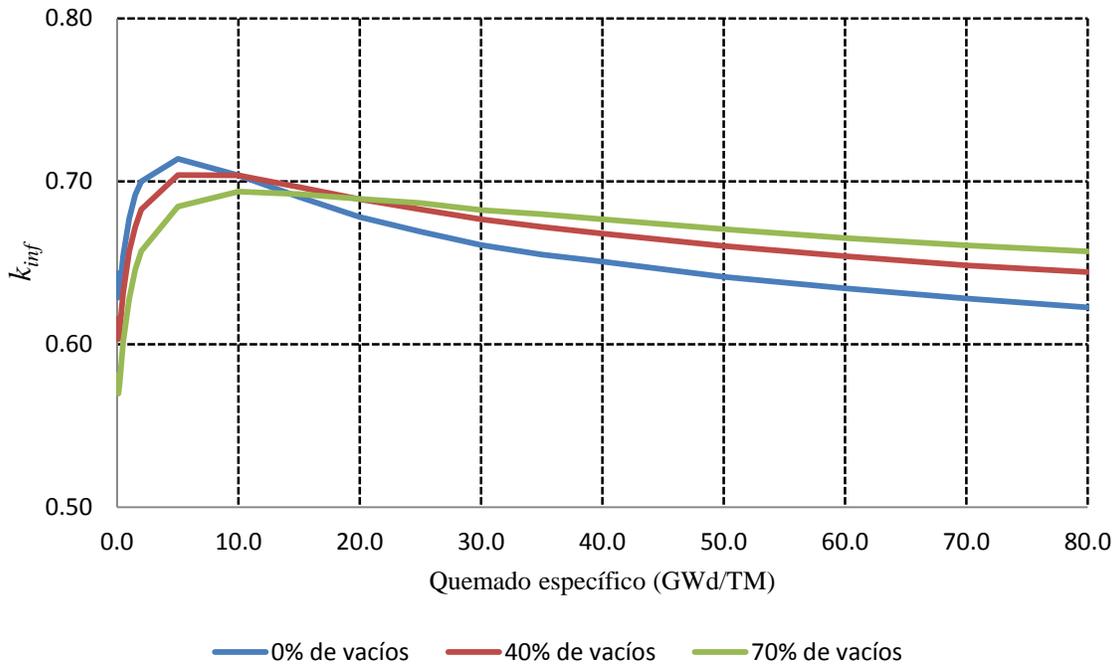


Figura 5.36 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=600K, con barra de control

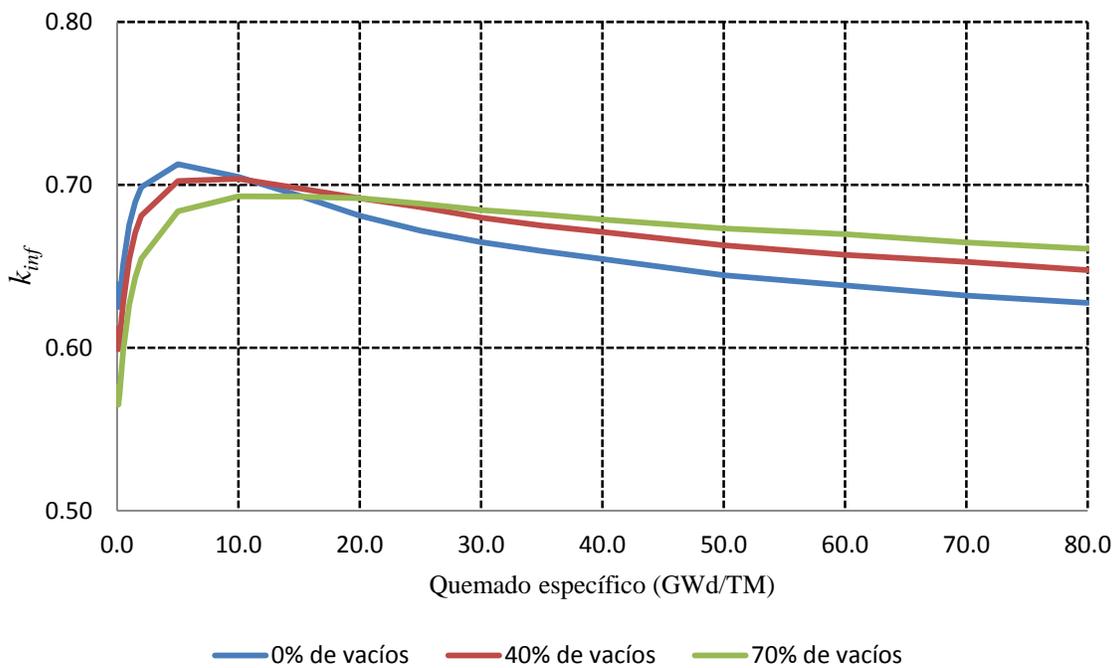


Figura 5.37 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural a una TF=900K, con barra de control

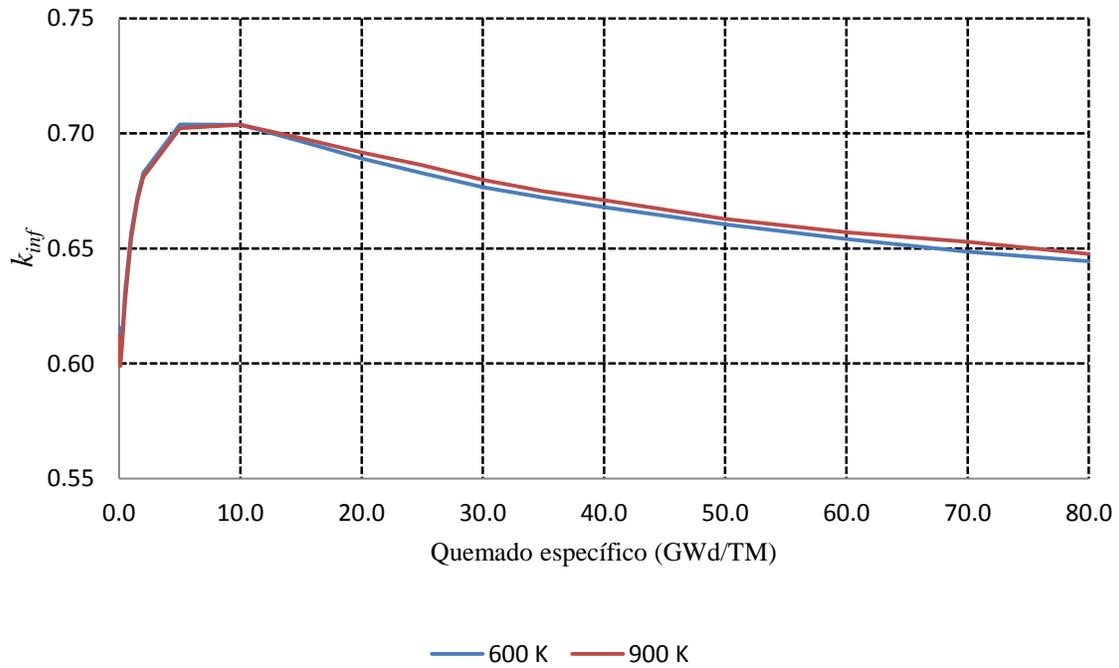


Figura 5.38 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control de uranio natural, con 40% de vacíos, con barra de control

En la Figura 5.34 se muestra la geometría de una celda de control con todas sus pastillas de combustible de uranio natural. Además se observa que se tiene una barra de control cruciforme en 2D. En la Figura 5.35 se tiene la misma geometría, pero se muestra su potencia de fisión y flujo térmico en el instante en que todavía se tiene combustible fresco.

Temperatura del combustible y fracción de vacíos fijos

Se analizó el comportamiento de k_{inf} para cada estado estacionario obteniéndose 6 curvas, mostradas en las Figuras 5.36 y 5.37. Se aprecia una notable disminución de los valores de k_{inf} a lo largo del quemado de combustible con respecto al primer caso, debido a que la barra de control absorbe neutrones térmicos, lo que produce que las fisiones disminuyan, impactando negativamente a k_{inf} . Aquí, la mayoría de los valores obtenidos se encuentran entre 0.6 y 0.7. El comportamiento de k_{inf} en todos los estados estacionarios es el siguiente. Empieza con un valor inicial, va disminuyendo hasta llegar a un valor mínimo en los primeros pasos de quemado, debido a la saturación de los productos de fisión como el Xe-135 y el Sm-149. De aquí, empieza a incrementarse hasta llegar a un valor máximo, entre los quemados de 5 a 10 GWd/TM , debido a que la densidad atómica de los núclidos físiles incrementó hasta el valor máximo de k_{inf} . Finalmente, disminuye paulatinamente

conforme se quema el combustible, debido a la apreciable disminución de los materiales físi les en altos quemados del combustible.

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos variable

Ya sea que se analice la Figura 5.36, con una temperatura del combustible de 600K, o bien, la Figura 5.37, con una temperatura del combustible de 900K, se obtiene lo siguiente. Al inicio del quemado del combustible, cuando se incrementa la fracción de vacíos, k_{inf} disminuye. De hecho, los valores más altos de k_{inf} se obtienen cuando la fracción de vacíos es baja debido a que existe menor moderación de los neutrones, lo que produce menor cantidad de neutrones térmicos, y por consiguiente, menor cantidad de fisiones. Sin embargo, después de alrededor del intervalo de 10 a 20 GWd/TM , k_{inf} aumenta al incrementar la fracción de vacíos, debido a que la mayor parte de las fisiones ocurren debido al Pu-239, porque ya no hay suficiente U-235. Además, se ha observado que en estados estacionarios donde al principio había vacíos altos, la producción de Pu-239 era mayor. Además, cabe resaltar que el incremento de la fracción de vacíos produce un comportamiento más uniforme de k_{inf} en el quemado de combustible.

Temperatura del combustible variable y fracción de vacíos fijo

Comparando las Figuras 5.36 y 5.37, para cada uno de los 3 porcentajes de vacíos, se concluye que a partir del quemado inicial hasta aproximadamente 10 GWd/TM , cuando la temperatura incrementa, k_{inf} disminuye, debido al efecto Doppler. Después de 10 GWd/TM , si la temperatura del combustible incrementa, k_{inf} aumenta igualmente, ya que la probabilidad de absorción de los neutrones en el U-238 se incrementó, generando más Pu-239.

Por último, de la Figura 5.38 se observa que en los primeros pasos de quemado, la variación del comportamiento de k_{inf} en las 2 temperaturas del combustible es casi nula. Sin embargo, esta variación se aprecia mejor a partir de 20 GWd/TM , debido a la diferencia de generación de Pu-239 en altos pasos de quemado para estas 2 temperaturas distintas.

3er. Caso. Celda de control con uranio enriquecido, con gadolinio enriquecido y sin barra de control

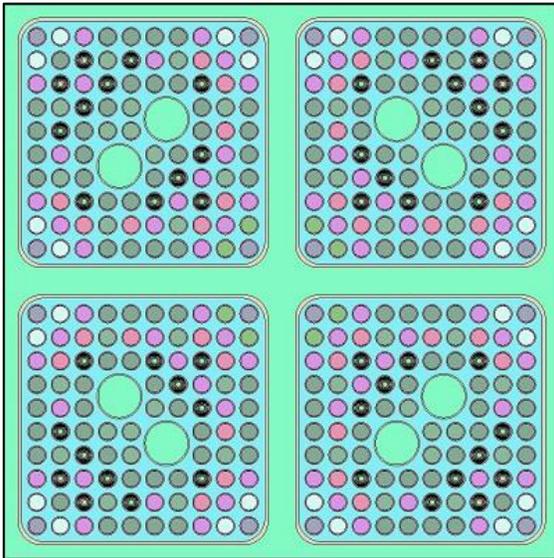


Figura 5.39 Geometría de la celda de control para el tercer caso

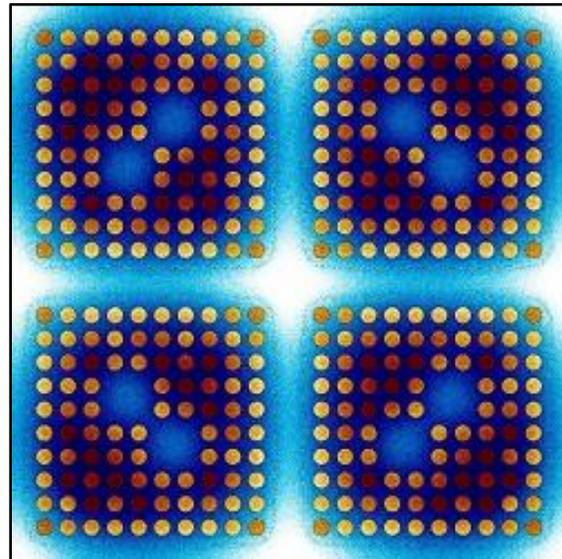


Figura 5.40 Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el tercer caso

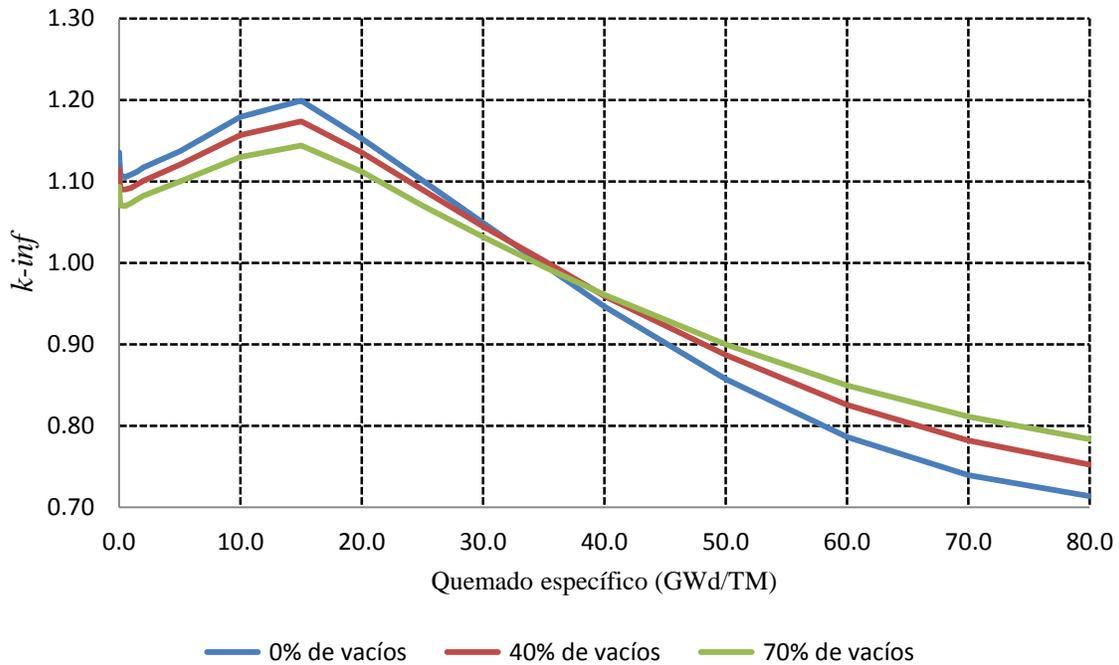


Figura 5.41 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=600K, sin barra de control

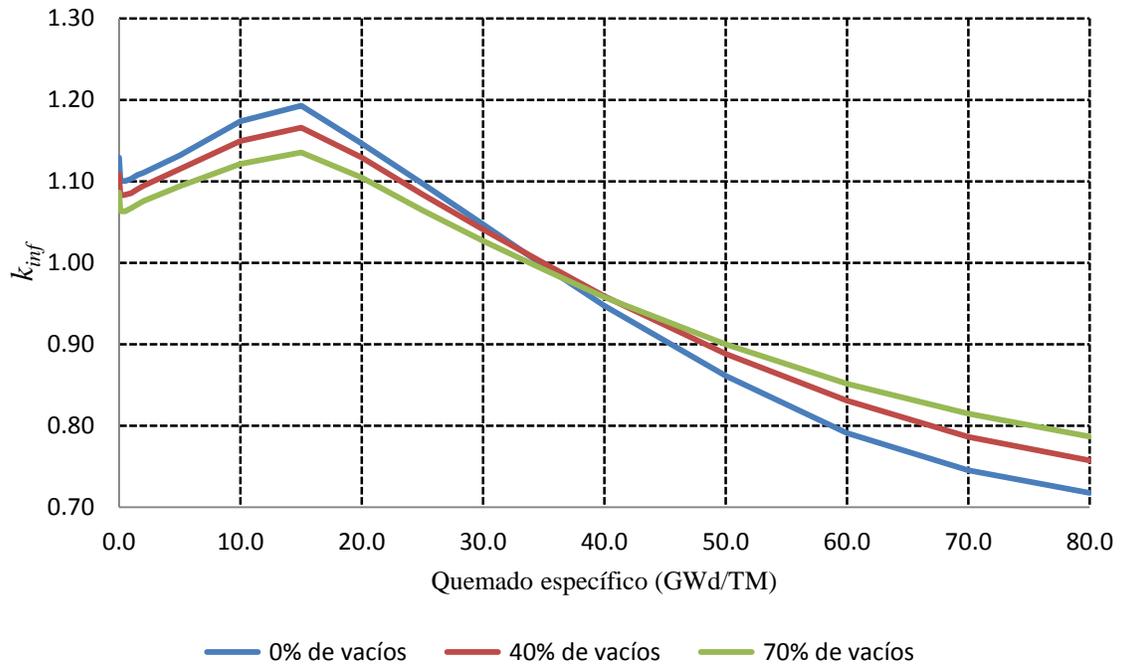


Figura 5.42 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=900K, sin barra de control

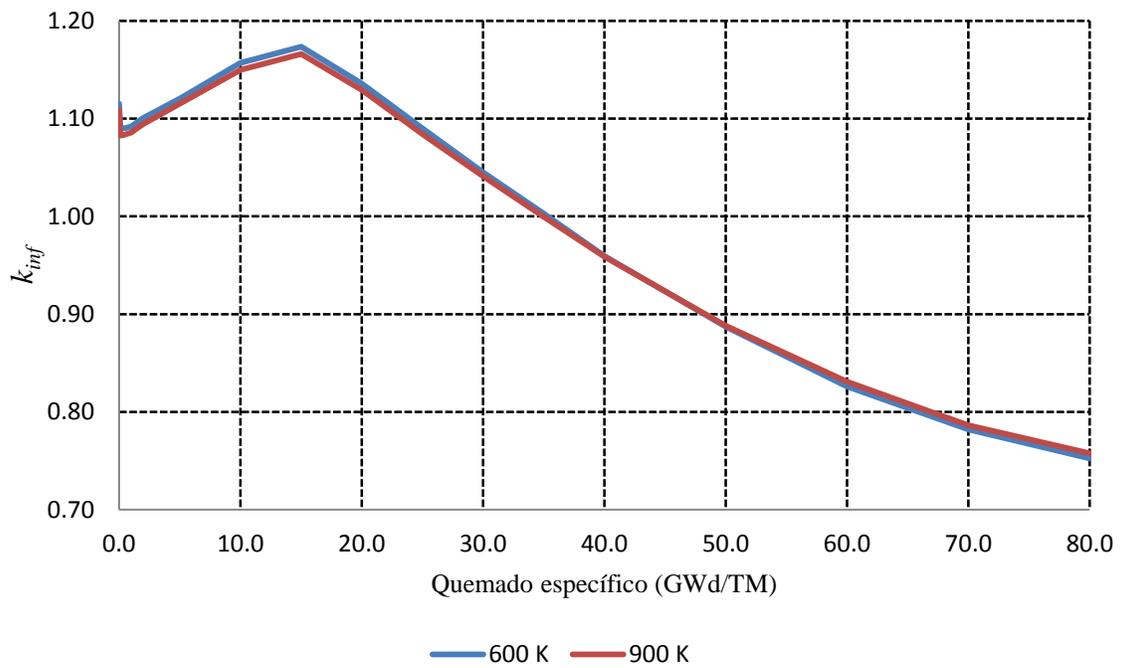


Figura 5.43 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio, con 40% de vacíos, sin barra de control

La Figura 5.39 muestra la geometría de una celda de control con todas sus pastillas de combustible con uranio enriquecido, y gadolinio enriquecido. En la Figura 5.40 se tiene la misma geometría, pero se muestra su potencia de fisión y flujo térmico en el instante en que todavía se tiene combustible fresco.

Temperatura del combustible y fracción de vacíos fijos

Se analizó el comportamiento de k_{inf} para cada estado estacionario obteniéndose 6 curvas, mostradas en las Figuras 5.41 y 5.42. Para este caso, los valores obtenidos de k_{inf} en el proceso de quemado de combustible son mayores a 1 hasta el valor de quemado de aproximadamente 33 GWd/TM , debido a que los materiales combustibles tienen desde el 2% hasta el 5% de enriquecimiento de U-235. Después, k_{inf} toma valores menores a 1 y decrece paulatinamente. El comportamiento de k_{inf} a lo largo del proceso de quemado de combustible empieza con un valor mayor a 1, para luego disminuir hasta el primer valor mínimo, debido a la producción de Xe-135 y Sm-149. A partir de aquí, empieza a incrementar, llegando a su valor máximo en la vecindad del valor de quemado de 15 GWd/TM , ya que se está produciendo Pu-239, y la cantidad de isótopos físisles en conjunto, el U-235 más el Pu-239, se incrementa. Luego k_{inf} empieza a disminuir, debido a que el U-235 sigue disminuyendo y el Pu-239 ahora es el que produce una gran parte de las fisiones. Finalmente, k_{inf} tiene valores menores a 1 en la vecindad del valor de quemado de 35 GWd/TM . Su valor seguirá disminuyendo a través de los pasos subsecuentes de quemado.

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos variable

Ya sea que se analice la Figura 5.41, con una temperatura del combustible de 600K, o bien, la Figura 5.42, con una temperatura del combustible de 900K, se obtiene lo siguiente. Antes del intervalo de alrededor de 33 a 40 GWd/TM , si se incrementa la fracción de vacíos, k_{inf} disminuye, ya que la moderación de los neutrones es menor, lo que produce menor cantidad de neutrones térmicos, y por consiguiente, menor cantidad de fisiones. Después de este intervalo, si se sigue incrementando la fracción de vacíos, k_{inf} aumenta, ya que el Pu-239 generado con fracciones de vacío altas es mayor que si se compara con la cantidad generada con fracciones de vacío bajas. Además, su comportamiento se vuelve más uniforme en todo el intervalo de quemado al aumentar la fracción de vacíos.

Temperatura del combustible variable y fracción de vacíos fijo

Finalmente, se compararon las Figuras 5.41 y 5.42, para cada uno de los 3 porcentajes de vacíos. Antes del intervalo de alrededor de 33 a 40 GWd/TM , si se incrementa la temperatura del combustible, k_{inf} disminuye, debido al efecto Doppler. Después de este intervalo, si se sigue incrementando la temperatura del combustible, k_{inf} aumenta. Esto ocurre ya que el Pu-239 generado con temperaturas del combustible altas es mayor que si

se compara con la cantidad generada con temperaturas del combustible bajas. Sin embargo, de la Figura 5.43 se observa que la variación del comportamiento de k_{inf} es pequeña al variar la temperatura.

Caso 4. Celda de control con uranio enriquecido, con gadolinio enriquecido y con barra de control

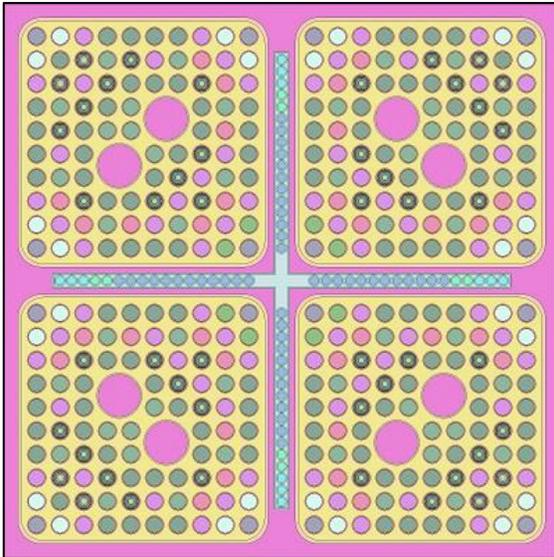


Figura 5.44 Geometría de la celda de control para el cuarto caso

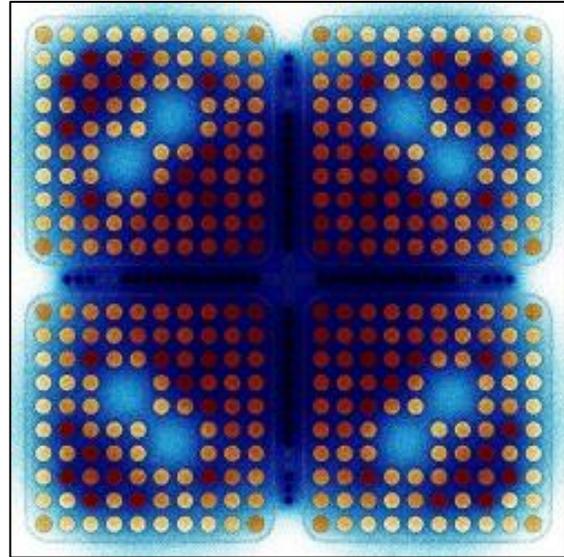


Figura 5.45 Potencia de fisión de la celda de control con combustibles frescos para el cuarto caso

En la Figura 5.44 se muestra la geometría de una celda de control con todas sus pastillas de combustible con uranio enriquecido y con gadolinio enriquecido. Además se observa que se tiene una barra de control cruciforme en 2D. En la Figura 5.45 se tiene la misma geometría, pero se muestra su potencia de fisión y flujo térmico en el instante en que todavía se tiene combustible fresco.

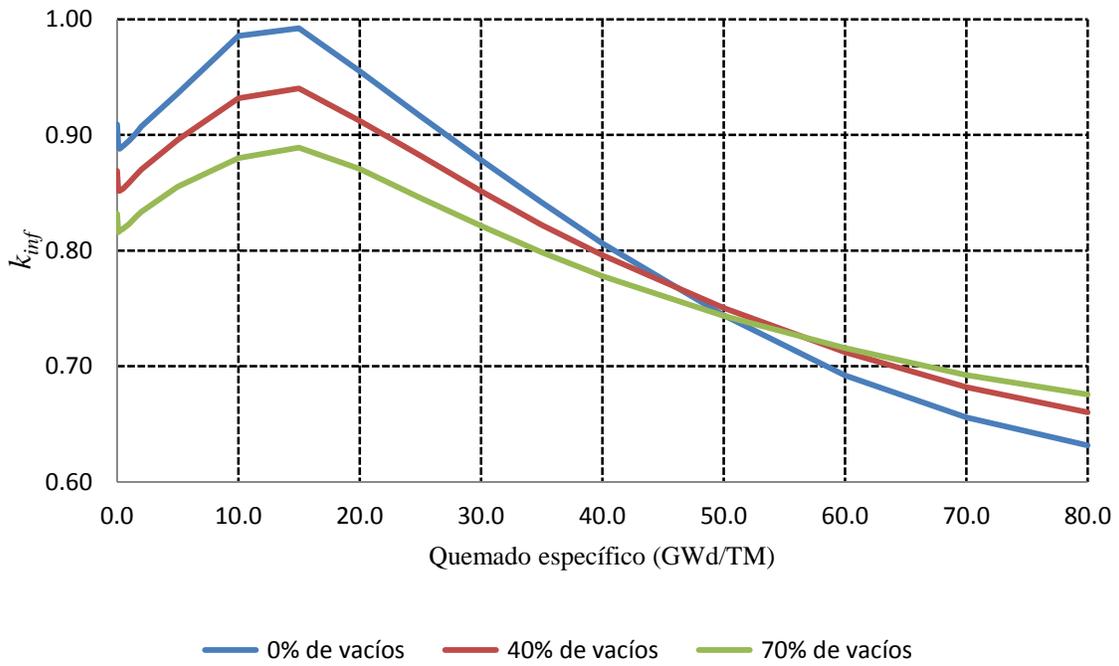


Figura 5.46 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=600K, con barra de control

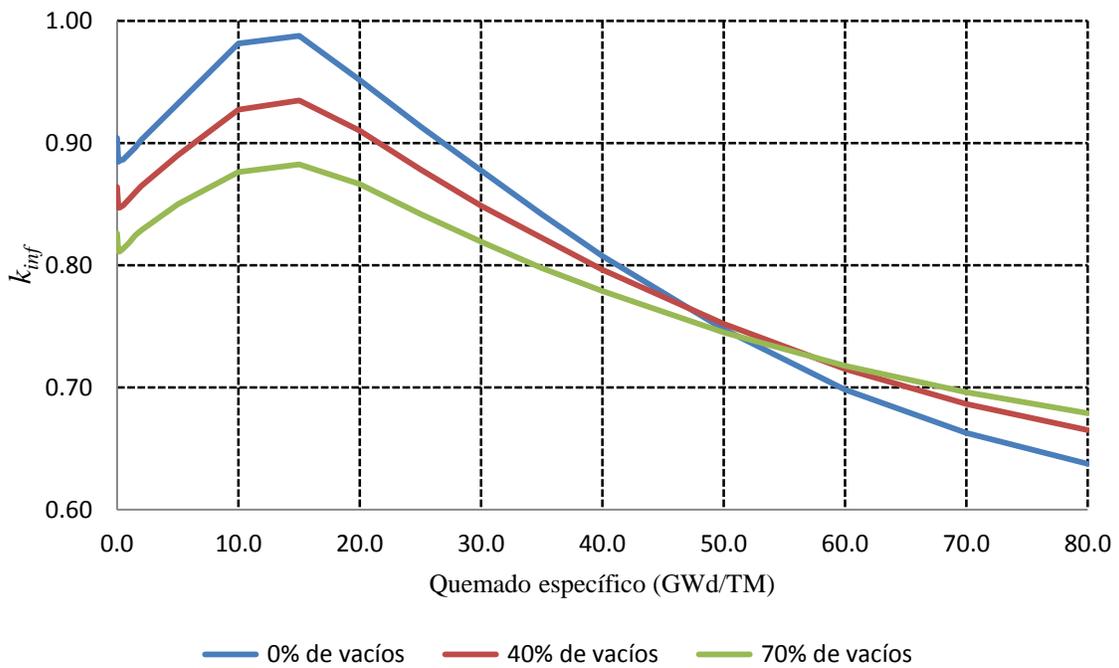


Figura 5.47 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio a TF=900K, con barra de control

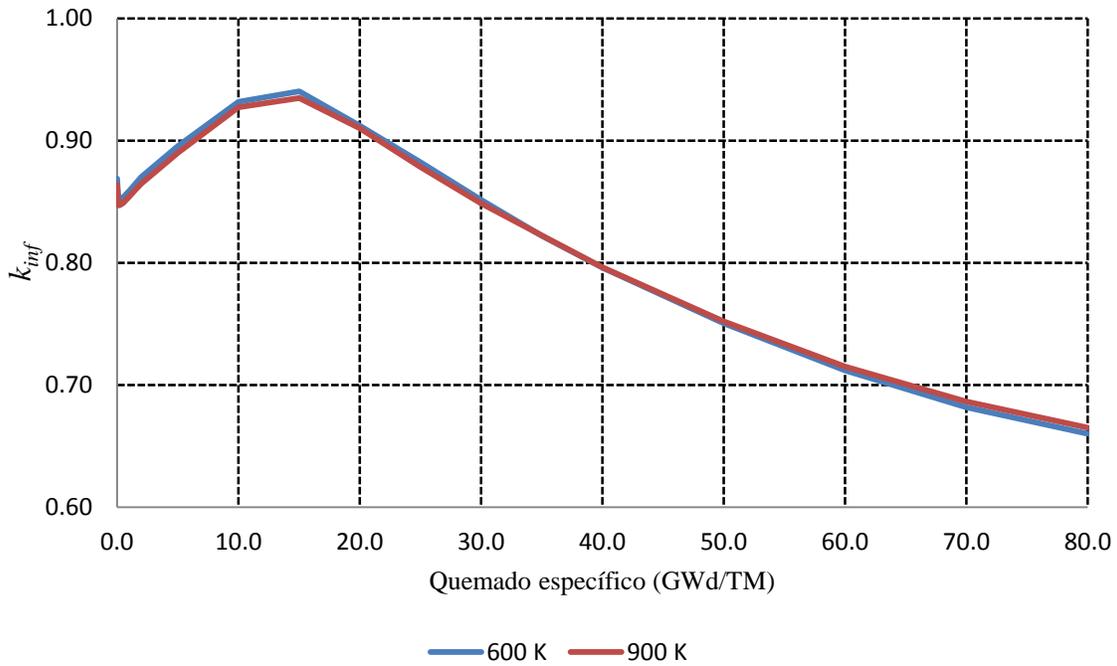


Figura 5.48 Comportamiento de k_{inf} para una celda de control con enriquecimiento de uranio y gadolinio, con 40% de vacíos, con barra de control

Temperatura del combustible y fracción de vacíos fijos

Se analizó el comportamiento de k_{inf} para cada estado estacionario obteniéndose 6 curvas, mostradas en las Figuras 5.46 y 5.47. Los valores de k_{inf} son menores a 1 en todo el intervalo de quemado del combustible. Sin embargo, el comportamiento de k_{inf} es similar al caso 3 debido a que se tiene el mismo material combustible, pero se tiene una menor cantidad de neutrones térmicos. Empieza con un valor menor a 1, debido a la barra de control. Después empieza a disminuir hasta llegar a un primer valor mínimo, debido a la producción del Xe-135 y Sm-149. Enseguida empieza a aumentar hasta el valor máximo localizado en la vecindad del valor de quemado de 15 GWd/TM , debido a la producción del Pu-239, que en conjunto, hace que la cantidad de material físil se incremente. A partir de aquí, k_{inf} disminuirá gradualmente, ya que el U-235 irá disminuyendo gradualmente, y el Pu-239 ahora genera gran parte de las fisiones.

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos variable

Ya sea que se analice la Figura 5.46, con una temperatura del combustible de 600K, o bien, la Figura 5.47, con una temperatura del combustible de 900K, se obtiene lo siguiente. Cuando la fracción de vacíos se incrementa antes del intervalo de alrededor de 45 a 65 GWd/TM , k_{inf} disminuye, ya que los neutrones son moderados en menor grado, lo que produce menor cantidad de neutrones térmicos, y por consiguiente, menor cantidad de

fisiones. Después de este intervalo, al seguir aumentando la fracción de vacíos, k_{inf} aumenta. Esto ocurre ya que el Pu-239 generado con fracciones de vacío altas es mayor que si se compara con la cantidad generada con fracciones de vacío bajas. Cabe resaltar que en este sistema existe una menor cantidad de neutrones, comparándola con el caso 3, y es por eso que este efecto ocurrió en un quemado mayor en el caso 4. Además, el comportamiento de k_{inf} se vuelve más uniforme en todo el intervalo de quemado al aumentar la fracción de vacíos.

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos variable

Finalmente, se compararon las Figuras 5.46 y 5.47, para cada uno de los 3 porcentajes de vacíos. Cuando la temperatura del combustible se incrementa antes de la vecindad del quemado de 35 GWd/TM , k_{inf} disminuye debido al efecto Doppler. Después de esta vecindad, k_{inf} aumenta al seguir aumentando la temperatura del combustible. Esto ocurre ya que el Pu-239 generado con temperaturas del combustible altas es mayor que si se compara con la cantidad generada con temperaturas del combustible bajas. Sin embargo, la variación de la temperatura en este caso tampoco afecta en gran medida a su comportamiento (Ver Figura 5.48).

Este estudio se realizó con el objetivo de observar la variación de k_{inf} a lo largo del quemado de 2 tipos distintos de celdas de combustible en 2 condiciones diferentes, ya sea con o sin la presencia de una barra de control. Se consideraron estos 4 casos, ya que en general, todas las celdas de control que se encuentran en el núcleo de un BWR modelado en este trabajo se pueden clasificar dentro de los 4 casos mostrados.

Se concluye que la variación de la temperatura de combustible casi no afecta el comportamiento de k_{inf} en ninguno de los 4 casos de las celdas de combustible modeladas.

El único caso que tuvo valores de k_{inf} mayores a 1 se presentó en el caso 3. Así, se infiere que el núcleo de un BWR debe de tener en la mayoría de los casos celdas de control con enriquecimientos de U-235 si se desea que el reactor sea supercrítico.

Finalmente, en cada uno de estos archivos de entrada se utilizaron 15,000 neutrones, con 500 ciclos activos, lo cual forma un total de 7.5×10^6 historias por archivo de entrada.

5.3 Simulación del Quemado de Combustible de un Núcleo de un BWR en 3D (con Combustibles Frescos)

A partir de este punto se deseará conocer la variación del factor de multiplicación efectiva (k_{eff}) a lo largo del quemado del combustible en geometrías tridimensionales.

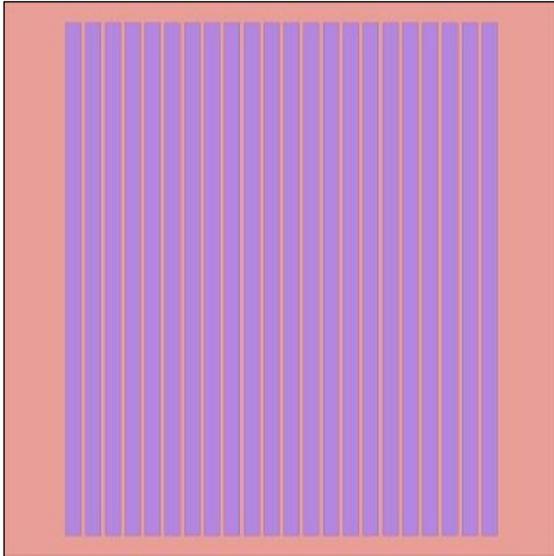


Figura 5.49 Corte axial geometría ARO_FHESH

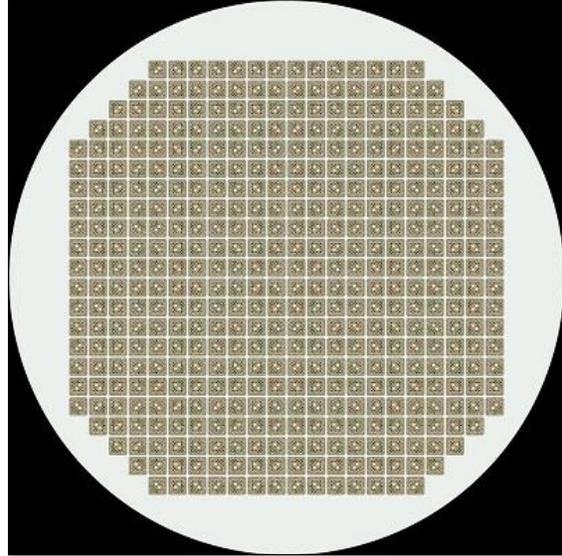


Figura 5.50 Corte radial geometría ARO_FHESH

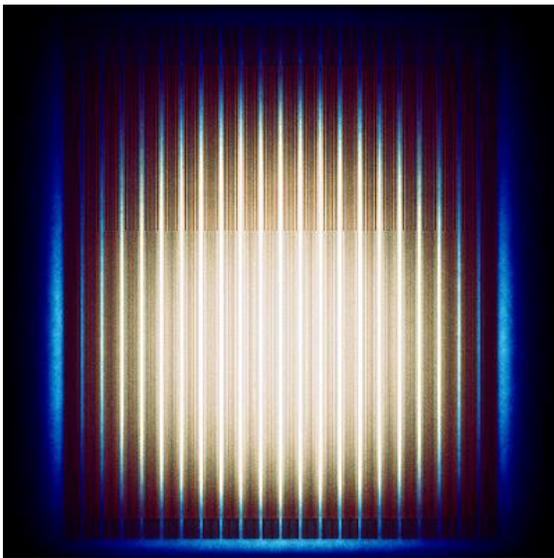


Figura 5.51 Vista axial de la potencia de fisión de la geometría ARO_FRESH

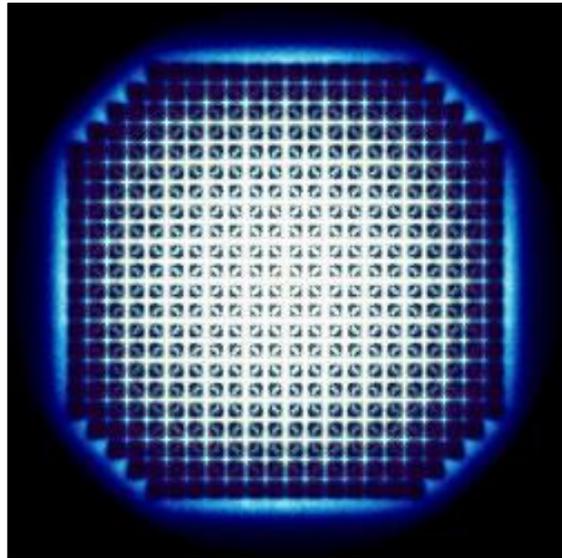


Figura 5.52 Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARO_FRESH

Las Figuras 5.49 y 5.50 muestran un corte axial y radial de la geometría del núcleo simulado en cuestión, mientras que en las Figuras 5.51 y 5.52 se muestra la misma geometría con vista axial y radial, en un paso de quemado arbitrario. En las Figuras 5.50 y 5.52 se observa que el núcleo está envuelto por un cilindro de color negro. Esta región tiene este color debido a que el modelo realizado tiene condiciones de frontera llamada *black*, en la cual se tiene la pérdida del neutrón en la simulación si alcanza esta región oscura. Debido a esta condición de frontera, el valor que se obtiene en cada paso de quemado es k_{eff} debido a que se considera la fuga de neutrones del sistema (Vea Sección 2.4.2). Además, de ahora en adelante las geometrías simuladas en 3D tendrán esta condición de frontera.

Siempre que se desee modelar el quemado del combustible en 3 dimensiones, es necesario conocer primero el volumen de todos los materiales definidos en el núcleo. Para realizar esto, se utiliza la ayuda de la opción *-checkvolumes <N>*, donde N es el número de puntos aleatorios. Se recomienda usar el valor de $N = 1 \times 10^{11}$, el cual es el valor más grande permisible por Serpent 2.1.21 (Leppänen, 2015). Serpent genera un archivo output del tipo *<nombre>.mvol* en el cual se encuentra el volumen de todos los materiales definidos. Acto seguido, después de la instrucción *burn <# anillos>* en la tarjeta *mat <X>*, se da el valor del volumen del material X por medio de la instrucción *vol <valor>*. Se debe de tener cuidado al asignar el volumen de un material combustible con óxido de gadolinio. Si se recuerda el archivo de entrada para Serpent de un solo pin, cuando se tiene algún enriquecimiento de gadolinio, se usan 10 anillos en la instrucción *burn*. El archivo *<nombre>.mvol* proporciona el volumen de cada uno de los 10 anillos. Y ya que en la tarjeta *mat <nombre>* sólo se acepta un valor para el volumen, se le asignará el volumen promedio de los 10 anillos.

Las composiciones isotópicas de los materiales combustibles frescos están escritas en términos de fracciones de masa. Existen 2 tipos de combustibles frescos:

1. UO_2 . El enriquecimiento del U-235 es del 0% al 5%.
2. $UO_2 + Gd_2U_3$. El enriquecimiento del U-235 es alto, del 3.5% al 5%. El enriquecimiento del gadolinio es del 2% al 5%.

En este archivo de entrada, se modeló el núcleo de un BWR con 444 ensamblajes de combustible sin ninguna barra de control y que todo el material combustible es fresco. Además, el reactor modelado trabaja a una potencia nominal de 2027 MWt. Cabe señalar que las unidades MWt (MegaWatts térmicos) se refieren a la potencia térmica generada en el reactor (Tanarro Sanz, 1999).

En este archivo de entrada se utilizaron 100,000 neutrones, con 500 ciclos activos, lo cual produjo un total de 5×10^7 historias. Finalmente, se utilizaron 15 tipos distintos de materiales combustibles.

En realidad, en un ciclo de operación existen combustibles gastados provenientes de hasta 3 ciclos operacionales anteriores, como se verá en la Sección 5.5.

Se tomó en cuenta la temperatura del combustible igual a 900K. En realidad, en el núcleo de un BWR la temperatura del combustible nuclear puede tomar valores desde 600K hasta 900K en operación normal. Sin embargo, se observó que la variación de la temperatura de combustible casi no afecta el comportamiento de k_{inf} para un pin y una celda de combustible. Además, se tomaron en consideración 3 porcentajes de vacío distintos, 0%, 40% y 60%, para observar el efecto que éstos tienen en este sistema. Se sabe de antemano que en cada uno de los 444 ensambles de combustible, la fracción de vacíos varía radial y axialmente (Demazière, 2013). Sin embargo, se tomará el valor promedio de 0.40 como el valor de operación estándar de la fracción de vacíos en un BWR. Así, se define el estado estacionario estándar al estado con una temperatura de combustible igual a 900K y fracción de vacíos igual a 0.40. A partir de ahora, este estado describirá al ciclo de operación del núcleo de un BWR modelado en esta tesis.

El valor de la temperatura del moderador, del refrigerante y de las partes mecánicas siempre se toman como 600K en todos los archivos de entrada para Serpent.

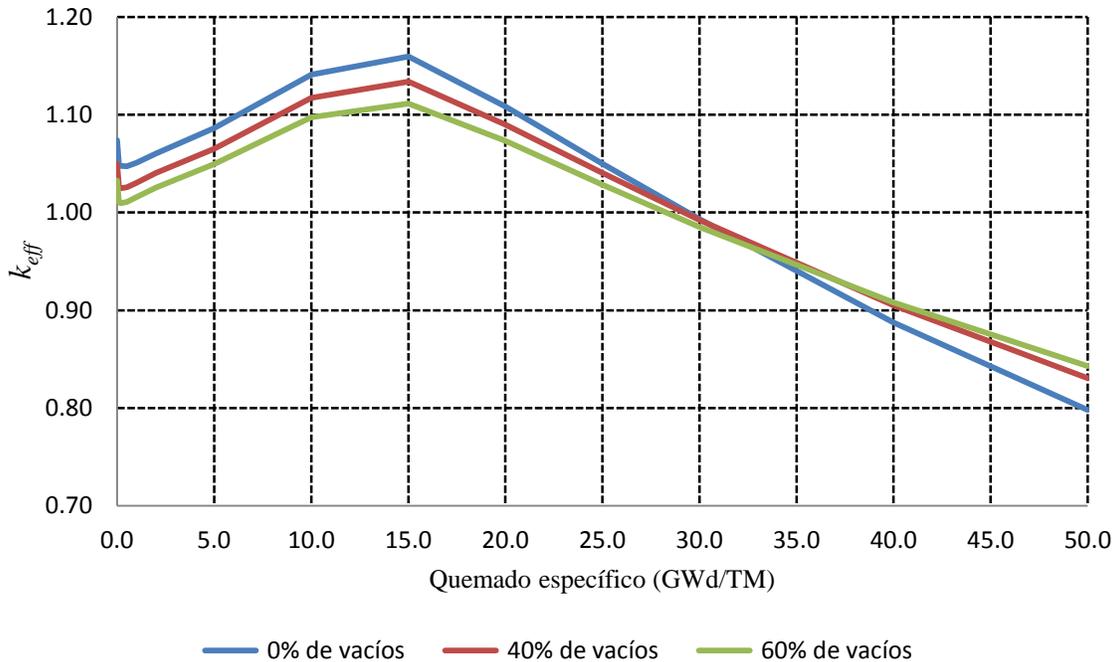


Figura 5.53 Comportamiento de k_{eff} con el quemado para el núcleo de un BWR con combustible fresco a TF=900K

Temperatura del combustible fijo y fracción de vacíos fijo

La Figura 5.53 muestra que el comportamiento de k_{eff} fue similar durante el quemado del combustible nuclear en los 3 estados estacionarios distintos. El primer valor de k_{eff} inicia con un número mayor a 1, empieza a disminuir hasta un primer valor mínimo, pero mayor a 1. Después incrementa hasta llegar al paso de quemado de 15 GWd/TM , donde alcanza su valor máximo. Esto significa que el valor máximo de k_{eff} se encuentra en la vecindad del paso de quemado de 15 GWd/TM . A partir de este punto, empezará a disminuir y el reactor llegará a ser subcrítico alrededor de los 29 GWd/TM .

Físicamente, la primera disminución del valor de k_{eff} es debido a la producción del Xe-135 y Sm-149. Específicamente, en 0.2 GWd/TM se tiene el primer valor mínimo de k_{eff} , el cual ocurrió alrededor de 8 días después de haber iniciado la operación del reactor. Además, en 15 GWd/TM se tiene el valor máximo de k_{eff} , el cual ocurrió alrededor de 20 meses después de haber iniciado la operación del reactor. En este paso de quemado, únicamente queda el 1.3% y el 0.11% de la masa del Gd-155 y Gd-157, respectivamente, que había al inicio del ciclo de operación. Después de alrededor de 15 GWd/TM la cantidad de núclidos físi les disminuye, y es por eso que k_{eff} también decrece.

Cabe resaltar que el comportamiento de k_{eff} en esta simulación es muy parecido al comportamiento exhibido de k_{inf} en el caso de una celda de combustible con enriquecimientos de U-235 y gadolinio (Vea Sección 5.2, Caso 3). Esto es debido a que la mayoría de las celdas de combustible que se encuentran en el núcleo son de este tipo.

Variación de la fracción de vacíos

De la Figura 5.53 se observa lo siguiente. Si se incrementa la fracción de vacíos, los valores de k_{eff} disminuyen a lo largo del quemado del combustible, ya que la moderación de los neutrones disminuye, lo que produce menor cantidad de neutrones térmicos, y por consiguiente, menor cantidad de fisiones. También se acorta el tiempo de quemado de combustible. De un incremento del 0 a 0.60 de fracción de vacíos, el ciclo de operación disminuyó de 29.39 a 28.33 GWd/TM . En el estado estacionario estándar (900K, 40%) el ciclo de operación llegó hasta 29.215 GWd/TM .

Calor de decaimiento total

En la figura 5.54 se muestra el comportamiento del calor de decaimiento total a lo largo del quemado del combustible nuclear, el cual se mantuvo en un valor cercano a los 120 MWt , excepto al inicio del ciclo de operación.

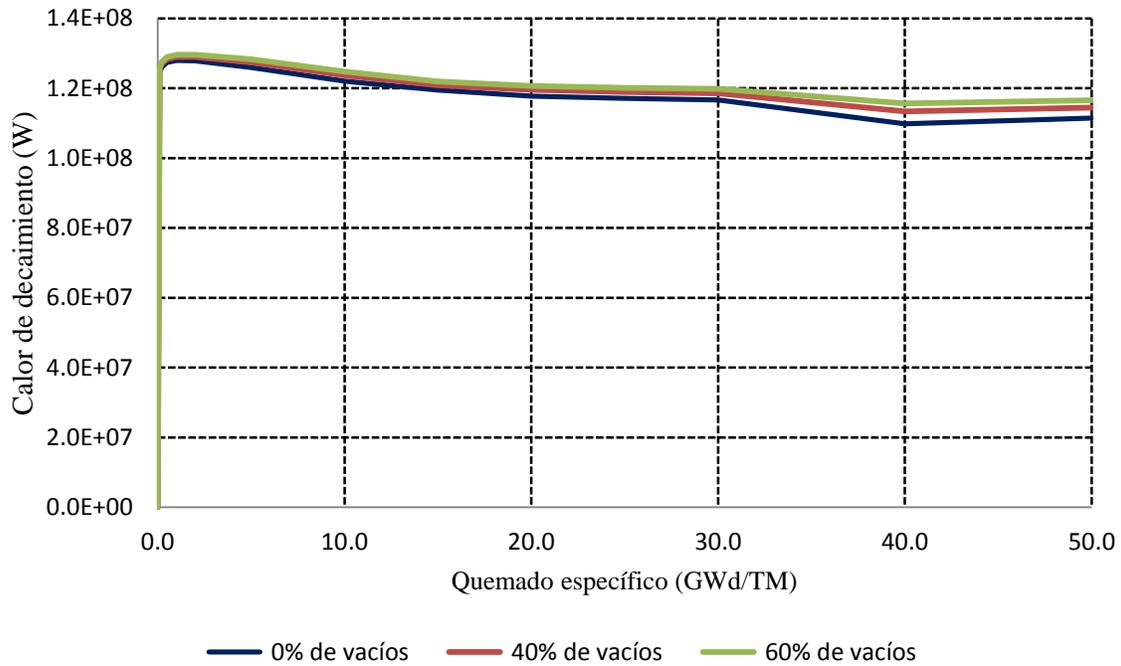


Figura 5.54 Comportamiento del calor de decaimiento total del núcleo con combustible fresco a TF=900K

La generación de este calor de decaimiento se debe al decaimiento radioactivo de los productos de fisión y de los actínidos, cuya energía se deposita en el combustible (alrededor del 96%) y en el moderador (4%) para un BWR. Así, este calor de decaimiento se obtuvo con ayuda de las ecuaciones de Bateman, ya que para cada paso de quemado se conoce la densidad atómica de cada uno de los productos de fisión y de los actínidos presentes en el combustible nuclear. Además, se utilizaron los archivos de datos de ENDF para proporcionar las constantes de decaimiento radioactivo y los rendimientos de fisión de los núclidos involucrados en el proceso de quemado (Leppänen, 2008).

Durante todo el quemado de combustible, de 0.1 a 50 GWd/TM , los valores estuvieron entre 115 a 130 MWt . El comportamiento del calor de decaimiento a lo largo del ciclo inicia con un valor igual a 0 W, pero incrementa rápidamente. Una vez sobrepasando los 120 MWt sigue incrementando, aunque lo hace lentamente, hasta llegar a un valor máximo. A partir de aquí empieza a disminuir gradualmente, hasta llegar al paso de quemado de 40 GWd/TM , donde se incrementa nuevamente.

Se observa que existe un ligero incremento del calor de decaimiento al incrementarse la fracción de vacíos.

El calor de decaimiento total al final del ciclo de operación en el estado estacionario estándar es igual a 118.65 MWt , siendo este valor igual al 5.85% del valor de la potencia nominal.

5.4 Simulación de 6 Tipos Distintos de Ensamblados de Combustible hasta un Quemado Promedio Específico por Tipo de Ensamble

Se realizó la simulación del ciclo de operación N , para un núcleo que consta de 4 tipos de ensamblados de combustible que ya han sido quemados y dos tipos de combustible fresco.

CICLO	TIPO DE ENSAMBLE	NÚMERO DE ENSAMBLES	Q_{prom} (BOC) GWd/TM
$N-3$	A	88	$Q_A = 40.8$
$N-2$	B	80	$Q_B = 30.42$
$N-2$	C	36	$Q_C = 26.14$
$N-1$	D	120	$Q_D = 16.318$
N	E	96	$Q_E = 0$
N	F	24	$Q_F = 0$

Tabla 5.1 Quemado promedio de los 6 tipos de ensamblados de combustible en el núcleo de un BWR al inicio del ciclo de operación N

De la Tabla 5.1 se observa que para el ciclo de operación N , existen ensamblados de combustible de a lo más 4 ciclos distintos. El ciclo actual se denota como el ciclo de operación N , el ciclo anterior inmediato como el ciclo $N-1$, y así sucesivamente, hasta llegar al ciclo $N-3$. También se infiere que existen 324 ensamblados de combustible gastado, y 120 ensamblados de combustible fresco. Los ensamblados de combustible tipo E y F, los cuales son ensamblados de combustibles fresco, reemplazaron a los ensamblados de combustible muy gastado, provenientes del ciclo $N-4$. Esto ocurrió en el proceso de recarga de combustible, inmediatamente antes del inicio del presente ciclo de operación N .

Q_A es el valor de quemado promedio de los 88 ensamblados de combustible tipo A. Q_B es el valor de quemado promedio de los 80 ensamblados de combustible tipo B. Q_C es el valor de quemado promedio de los 36 ensamblados de combustible tipo C. Finalmente, Q_D es el valor de quemado promedio de los 120 ensamblados de combustible tipo D. No se consideró el quemado individual de cada uno de los 444 ensamblados de combustible.

Se observó con anterioridad que el archivo de entrada ARO_FRESH tiene en total en el BOC (inicio del ciclo) 15 tipos de materiales combustibles frescos en todo el núcleo del reactor. De estos 15 materiales combustibles frescos, cada tipo de ensamble de combustible

con algún quemado previo tuvo algunos de estos tipos de combustible al inicio de su vida útil. La Tabla 5.2 muestra cuantos tipos de materiales combustibles frescos originales tuvo cada tipo de ensamble de combustible cuando fueron confinados por primera vez en el núcleo.

TIPO DE ENSAMBLE	NÚMERO DE MATERIALES COMBUSTIBLES FRESCOS ORIGINALES
A	10
B	12
C	11
D	11
E	10
F	11

Tabla 5.2 Número de materiales combustibles frescos originales por cada tipo de ensamble de combustible

Por lo que se observa de las Tablas 5.1 y 5.2, para poder construir el archivo de entrada que considere el quemado promedio de cada uno de los 4 tipos de ensambles de combustible gastado en el BOC, junto con los 2 tipos de ensamble de combustible fresco, primero se debe de realizar un archivo de entrada para cada uno de los 4 tipos de ensambles de combustible gastado. Un ensamble de combustible, a lo más tiene 12 de los 15 tipos de materiales combustibles que se tenían del archivo de entrada ARO_FRESH. Así, se debe simular cada uno de los 4 ensambles con algún quemado previo al BOC hasta el quemado promedio con el que llega al inicio del ciclo N .

Con estos 4 archivos se obtuvo el inventario para cada uno de los 44 materiales combustibles que tenían un quemado previo, los cuales constituyen los 4 ensambles de combustible gastado.

Este inventario consta de 61 isótopos, donde la mayoría son productos de fisión formados en el proceso de quemado, y son los siguientes:

- Isótopos del uranio: U-234, U-235, U-236, U-238.
- Isótopos del neptunio: Np-237.
- Isótopos del plutonio: Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242.
- Isótopos del americio: Am-241, Am-242m.
- Isótopos del curio: Cm-242, Cm-244.
- Isótopos del oxígeno: O-16, O-17.

- Isótopos del kriptón: Kr-80, Kr-82, Kr-83, Kr-84, Kr-85, Kr-86.
- Isótopos del yodo: I-127, I-129, I-130, I-131, I-135.
- Isótopos del xenón: Xe-128, Xe-129, Xe-130, Xe-131, Xe-132, Xe-133, Xe-134, Xe-135, Xe-136.
- Isótopos del cesio: Cs-133, Cs-134, Cs-135, Cs-136, Cs-137.
- Isótopos del prometio: Pm-147, Pm-148, Pm-149, Pm-151.
- Isótopos del samario: Sm-147, Sm-148, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Sm-153, Sm-154.
- Isótopos del gadolinio: Gd-152, Gd-153, Gd-154, Gd-155, Gd-156, Gd-157, Gd-158, Gd-160.

Las fracciones atómicas de los 61 isótopos que componen a un tipo de material de combustible gastado se obtienen del archivo de salida *<nombre del archivo de entrada>.dep.m*. Sin embargo, el valor de la composición isotópica de los materiales combustibles provenientes del ensamble tipo E y el ensamble tipo F será el mismo que el encontrado en el archivo de entrada ARO_FRESH.

Finalmente, una vez que se tienen las fracciones atómicas de los isótopos que componen a los 65 tipos de materiales combustibles que conforman el combustible nuclear de un núcleo en el inicio del ciclo de operación N se procede a escribirlas en el archivo de entrada ARO_SPENT. Como se observó en este estudio, el archivo de entrada ARO_SPENT considerará el quemado del combustible proveniente de ciclos anteriores.

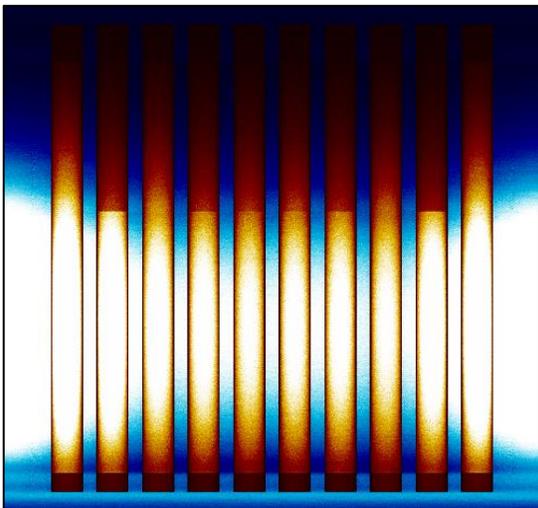


Figura 5.55 Vista axial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible fresco

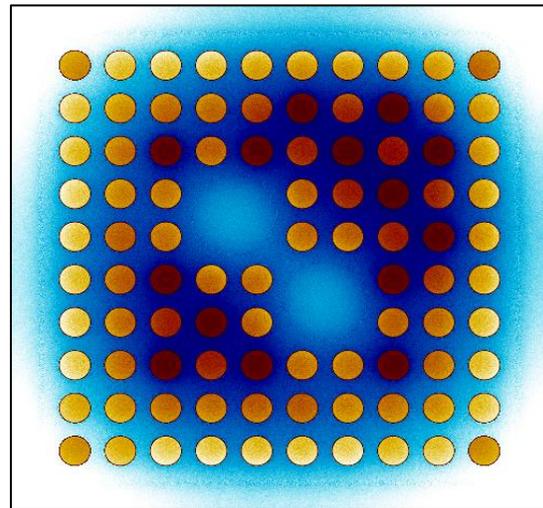


Figura 5.56 Vista radial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible fresco

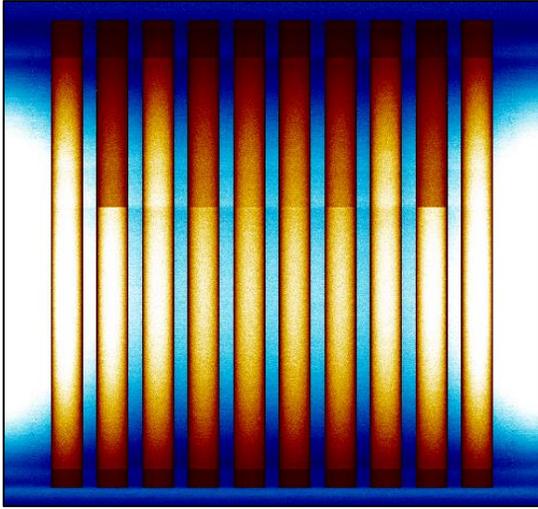


Figura 5.57 Vista axial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible gastado

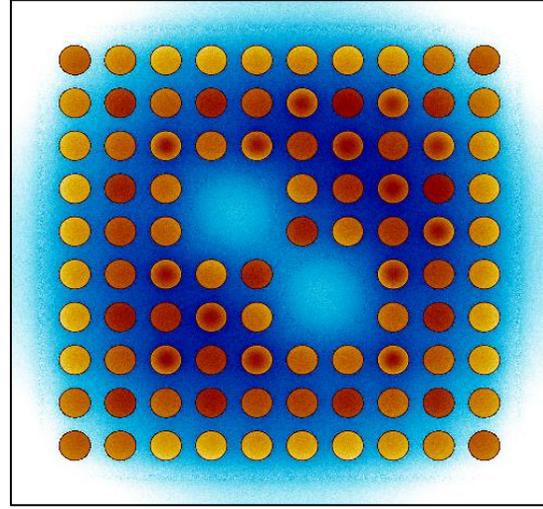


Figura 5.58 Vista radial de la potencia de fisión de un ensamble de combustible gastado

Para ejemplificar el proceso de quemado de un tipo de ensamble de combustible, de las Figuras 5.55, 5.56, 5.57 y 5.58 se observa la vista axial y radial del ensamble de combustible tipo D en el instante en el cual está fresco, y en el paso de quemado Q_D igual a 16.318 GWd/TM .

En la Figura 5.56 se observa que el flujo térmico es menor en las barras de combustible con gadolinio y es alta tanto en la región de los tubos de agua como en la periferia del ensamble de combustible. En la Figura 5.58 la mayor parte del gadolinio ha sido quemado, y varias de las barras de combustible cercanas al centro de esta configuración se observan más oscuras, lo que indica que la potencia de fisión ha disminuido en esta región. Sin embargo, estas barras de combustible tienen un enriquecimiento de U-235 apreciable, y por medio del gadolinio se controló su quemado. Por otro lado, en la periferia no se observa un cambio muy apreciable de la potencia de fisión, debido a que las barras de combustible en esta región tenían originalmente un enriquecimiento bajo de U-235. Sin embargo, en el proceso de quemado, también se produjo Pu-239. Además, debido a que existe un flujo térmico alto en esta zona, gran parte del Pu-239 logra fisionarse.

En la Figura 5.55 se observa que la potencia de fisión es mayor en la parte inferior del ensamble de combustible, debido a la variación axial del gadolinio cuando se tiene combustible fresco. Sin embargo, en el paso de quemado Q_D se aprecia un incremento de la potencia de fisión en la parte superior del ensamble de combustible (Ver Figura 5.57). Esto ocurrió debido a la creación de Pu-239 en esta zona.

5.5 Simulación del Quemado de Combustible de un Núcleo de un BWR en 3D con Combustibles Frescos y Gastados

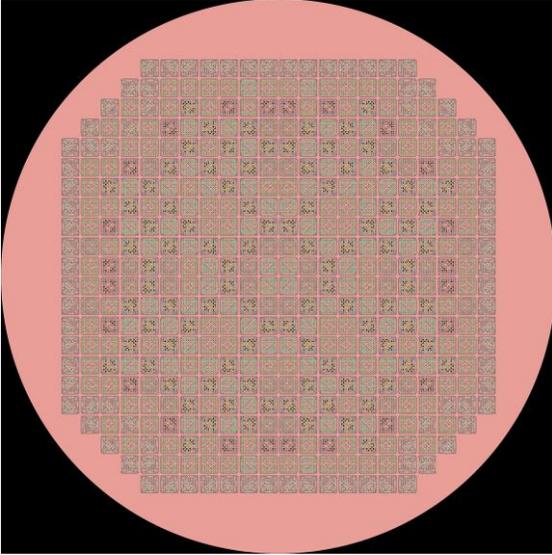


Figura 5.59 Geometría radial ARO_SPENT

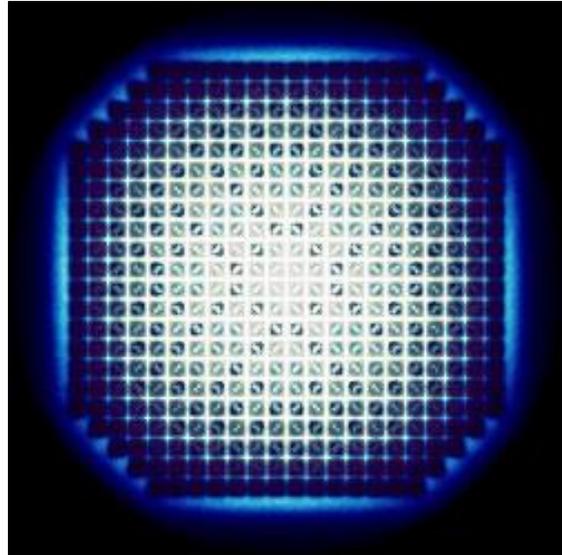


Figura 5.60 Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARO_SPENT

Se realizaron 3 simulaciones del archivo de entrada ARO_SPENT con 3 valores distintos de fracción de vacíos, 0, 0.40 y 0.60.

Con ayuda del archivo de entrada ARO_FRESH y los 4 archivos de salida provenientes del quemado de los 4 tipos de ensamble de combustible, se construyó el archivo de entrada ARO_SPENT, el cual considera el ciclo de operación N de un núcleo BWR. La geometría de esta simulación se observa en la Figura 5.59.

En este archivo ya se considera el quemado de los ensambles que han estado en el núcleo en ciclos anteriores. Cabe resaltar que se está realizando una estimación gruesa, ya que en realidad cada uno de los 324 ensambles provenientes de ciclos anteriores tiene un quemado en particular. Sin embargo, este valor del quemado por ensamble individual se encuentra cercano al valor del quemado promedio del tipo de ensamble al que pertenece.

En la Figura 5.59 se pueden observar los ensambles con combustible gastado, los cuales son los ensambles más tenues, y los ensambles de combustible frescos son más notorios. Esto es debido a que en las gráficas de salida de Serpent, los materiales combustibles que tienen una cantidad apreciable de gadolinio se mostrarán en la geometría con un tono de color oscuro. Sin embargo, un material combustible gastado casi no tiene gadolinio.

Por otro lado, en la Figura 5.60 se muestra el perfil radial de la potencia de fisión de la geometría simulada en el paso de quemado igual a 0 GWd/TM , siendo alta en los ensambles

ubicados cerca del centro del núcleo, y baja en los ensambles de la periferia. Además, los ensambles de combustibles frescos tienen un flujo térmico bajo, debido a su enriquecimiento de gadolinio.

Este archivo de entrada cuenta con 65 tipos de materiales combustibles, 44 materiales combustibles gastados y 21 materiales combustibles frescos, donde cada elemento *pin* almacena un tipo de material combustible distinto.

Se integró el sistema de bancos de barras de control, el cual consta de 109 barras de control cruciformes idénticas. Estas 109 barras de control se subdividen en 13 bancos de barra de control. Se puede realizar la inserción de uno o varios bancos de barra de control a la altura requerida. Además, con un pequeño ajuste realizado a una sección del archivo de entrada (no se realizó, ya que no era necesario) se puede insertar una sola barra de control en cualquier parte del núcleo.

Sin embargo, para el presente cálculo, las barras de control están completamente extraídas. Para poder extraer las barras de control, se colocaron afuera de la geometría del sistema, a una distancia arbitraria, con una altura de 0 cm. Posteriormente se observará que en una simulación donde se utilizan las barras de control, al existir una capa de moderador en la parte inferior de la geometría, la parte activa del núcleo inicia a la altura de 15.24 cm. Es por eso que las barras de control se modelan desde la altura de 15.24 cm, hasta 381 cm, donde la máxima inserción posible es igual a 365.76 cm, o sea, el 96% de la altura de la parte activa del núcleo. En un principio se había modelado la extracción total de las barras de control al colocarlas desde una altura de 15.24 cm hasta 15.24 cm, o bien, una altura de 0 cm. Sin embargo, se encontró que este tipo de suposición hacía que todas las barra de control estuviesen en un plano bidimensional a la altura de 15.24 cm en la geometría estudiada, lo cual producía errores en los cálculos.

Las simulaciones para cada uno de los 3 estados estacionarios, a 0, 0.40 y 0.60 de fracción de vacíos se realizaron con 100,000 neutrones, 500 ciclos activos y 100 ciclos inactivos, para así tener un total de 5×10^7 historias. Además, la potencia nominal en cada uno de estos estados fue de 2027 MWt.

Los resultados obtenidos fueron los siguientes.

Se observa que a la temperatura de 900K con una fracción de vacíos de 0.40, el ciclo de operación llega hasta el quemado de 14.63052 GWd/TM (Ver Figura 5.61).

En realidad, las longitudes de los ciclos de operación a lo largo de la vida útil de un reactor deben ser iguales. Para lograr esto, por lo general el primer ciclo de combustible tiene un bajo enriquecimiento promedio de material físil (ya que todo el material combustible es fresco), y a medida que transcurren los ciclos posteriores, en el caso de un BWR, se va incrementando el enriquecimiento promedio de U-235.

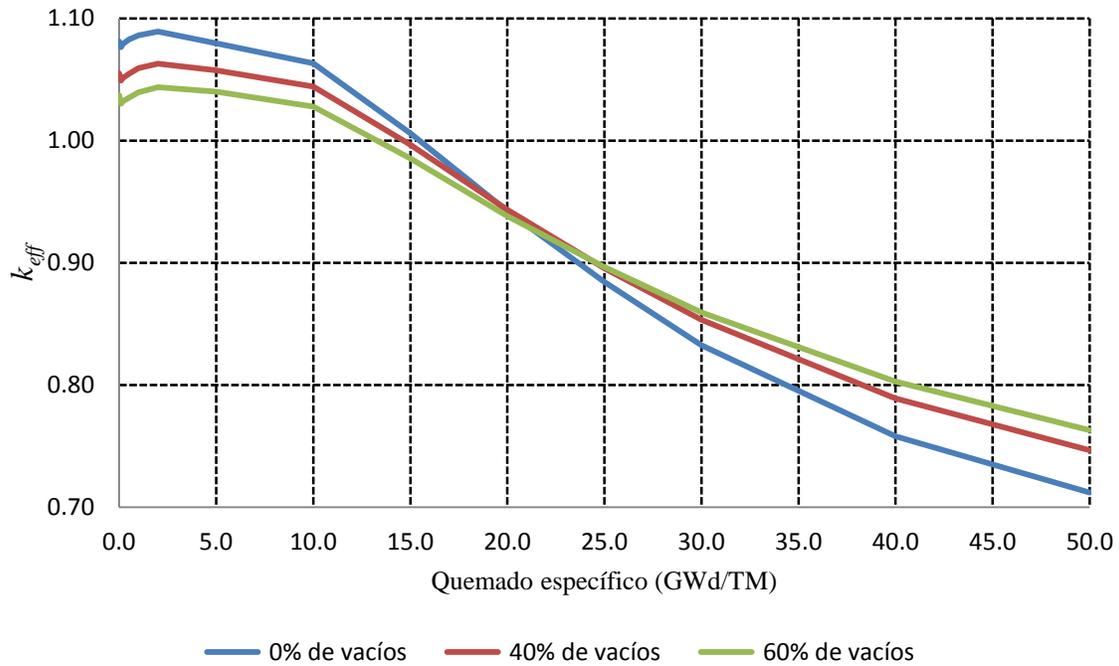


Figura 5.61 Comportamiento de k_{eff} con el quemado en un ciclo N , en el núcleo de un BWR a $TF=900K$

Temperatura fija y fracción de vacíos fija

El comportamiento de un estado estacionario es el siguiente. De la Figura 5.61 se observa que al inicio de la operación de un ciclo de operación, k_{eff} tiene un valor mayor a 1, es decir, el reactor es supercrítico. Al paso del tiempo, su valor disminuye hasta llegar a un primer valor mínimo, pero mayor a 1, debido a los productos de fisión que causan un “envenenamiento” al reactor. Empieza a incrementar hasta su valor máximo alcanzado alrededor de 5 GWd/TM, ya que al inicio del ciclo de operación, la generación de Pu-239 es alta. Finalmente empieza a disminuir, ya que al final del ciclo de operación el U-235 disminuye en gran medida, y el Pu-235 contribuye en gran parte a la potencia del reactor. Finalmente, se tienen valores de k_{eff} menores a 1. Es aquí donde el reactor se vuelve subcrítico, y se necesita volver a recargar el combustible nuclear.

Físicamente, la primera disminución del valor de k_{eff} es debido a la producción del Xe-135 y Sm-149. Específicamente, en 0.1 GWd/TM se tiene el primer valor mínimo de k_{eff} , el cual ocurrió alrededor de 4 días después de haber iniciado la operación del reactor. Además, en 2 GWd/TM se tiene el valor máximo de k_{eff} , el cual ocurrió alrededor de 2 meses y 20 días después de haber iniciado la operación del reactor. Cabe resaltar que gran parte del gadolinio se quema en un período de 3 meses.

Temperatura fija y fracción de vacíos variable

De la Figura 5.61 se observa que al incrementarse la fracción de vacíos a lo largo del proceso de quemado de combustible en todo el núcleo, la duración del ciclo de operación disminuye, debido a que existe menor moderación de neutrones, disminuyendo el flujo térmico, y por consiguiente, el número de fisiones. Con una fracción de vacíos de 0.0, el ciclo de operación llega hasta el quemado de 15.4638 GWd/TM . Y con 60% de vacíos, el ciclo de operación llega hasta el quemado de 13.2626 GWd/TM . Con este resultado, se podría suponer que con un porcentaje de vacíos del 0% implicaría la extracción máxima posible de energía al ciclo de operación. Esto se podría conseguir aumentando caudal refrigerante a través de la parte activa del núcleo. Sin embargo, un BWR necesita producir vapor, o bien una cantidad considerable de fracción de vacíos en la parte alta del núcleo. Por lo tanto, se debe dejar evaporar una parte del refrigerante en este tipo de reactor, siendo el 40% de vacíos el valor promedio del flujo del refrigerante en estado gaseoso.

Calor de decaimiento total

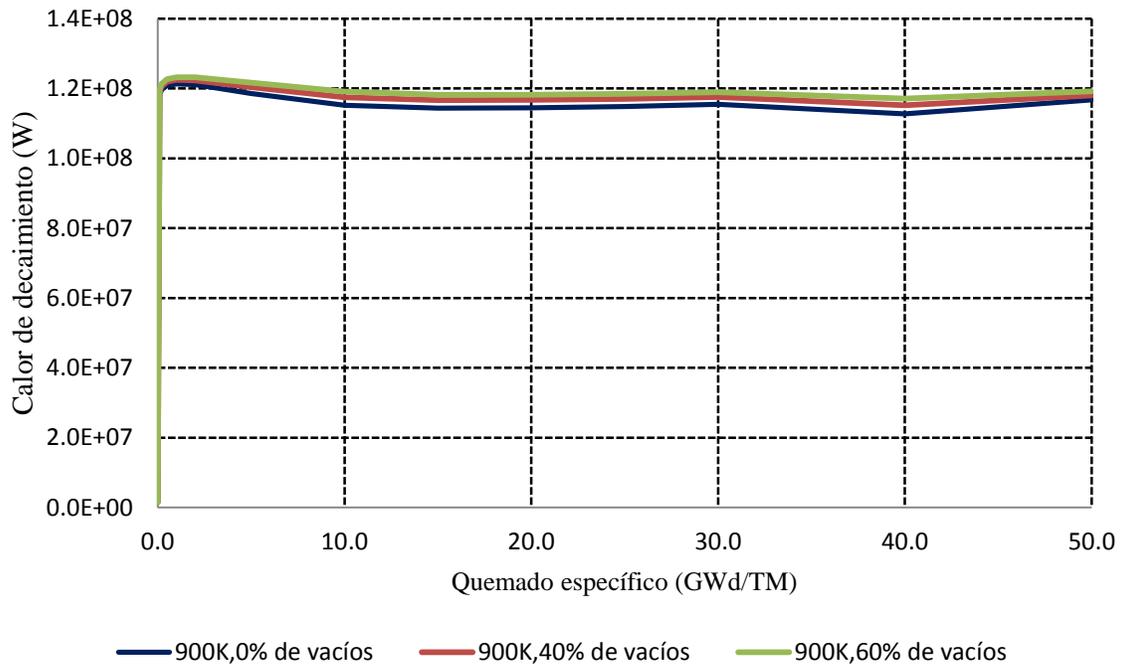


Figura 5.62 Calor de decaimiento total del núcleo a TF=900K en un ciclo N

También se puede apreciar que el calor de decaimiento tuvo un valor de alrededor de 120 MWt a lo largo del ciclo de operación (Ver Figura 5.62). Específicamente, al final de este

ciclo, el calor de decaimiento fue de 116.71 *MWt*, el cual representa el 5.76% de la potencia de operación. El valor máximo del calor de decaimiento fue de 122.421 *MWt*, o bien, el 6.04% de la potencia de operación.

Inventario de los isótopos más importantes al final del ciclo de operación

Al final del ciclo de operación, en el estado estacionario de 40% de vacíos, se observó cual fue el inventario de los isótopos más importantes (Ver Tabla 5.3). Éstos son el U^{234} , U^{235} , U^{236} , U^{238} , Np^{237} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} , Am^{241} , Am^{242m} , Cm^{242} y Cm^{244} . Además, se observó cómo fue evolucionando la concentración másica de estos isótopos a lo largo del quemado, desde 0 hasta 14.63052 *GWd/TM*.

Tomando como referencia los datos obtenidos de la Tabla 5.3, se obtuvo lo siguiente.

Inventario	Masa (Kg)		% de incremento de masa isotópica
	Inicio del ciclo	Final del ciclo	
U-234	0.151	0.301	99.00%
U-235	1673.210	901.924	-85.52%
U-236	223.894	346.622	54.82%
U-238	77562.100	76779.247	-1.02%
Np-237	21.953	34.318	56.32%
Pu-238	7.205	14.436	100.36%
Pu-239	270.025	345.829	28.07%
Pu-240	73.133	154.781	111.64%
Pu-241	66.907	79.041	18.14%
Pu-242	24.558	47.913	95.10%
Am-241	2.520	4.323	71.58%
Am-242m	0.030	0.042	39.46%
Cm-242	0.686	1.119	62.99%
Cm-244	1.780	3.476	95.27%
45 productos de fisión	949.946	2154.187	126.77%

Tabla 5.3 Inventario isotópico al inicio y al final del ciclo de operación *N*

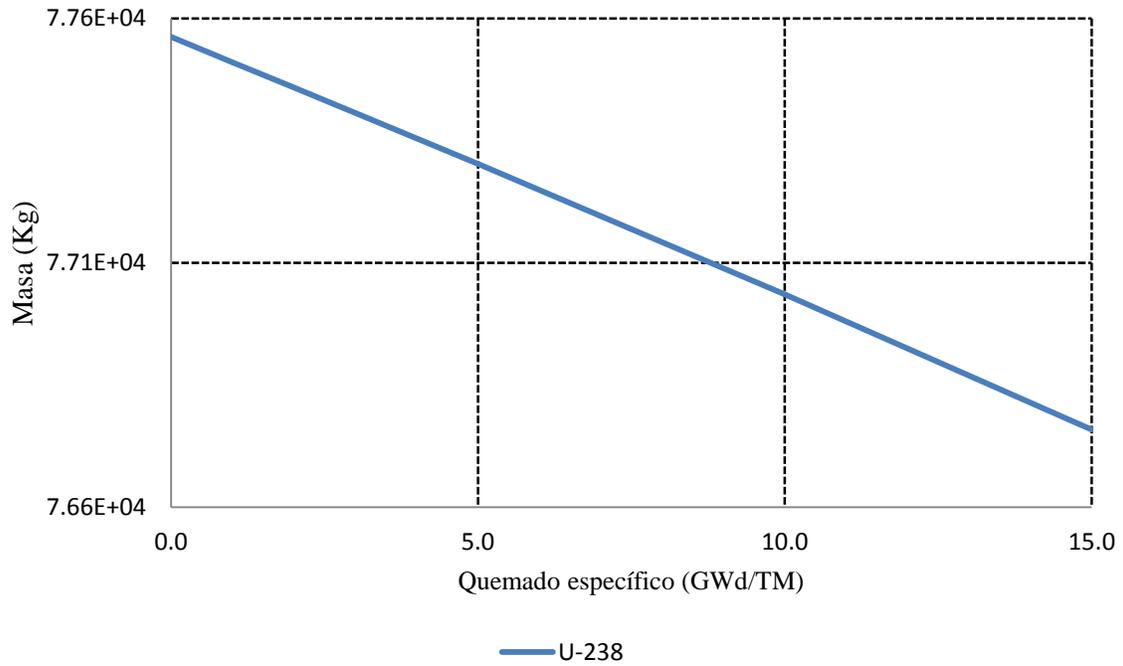


Figura 5.63 Inventario de U-238 en el ciclo N

El U^{238} sólo disminuyó alrededor del 1% de la concentración original al final del ciclo de operación, disminuyendo en forma constante a lo largo del ciclo (Figura 5.63).

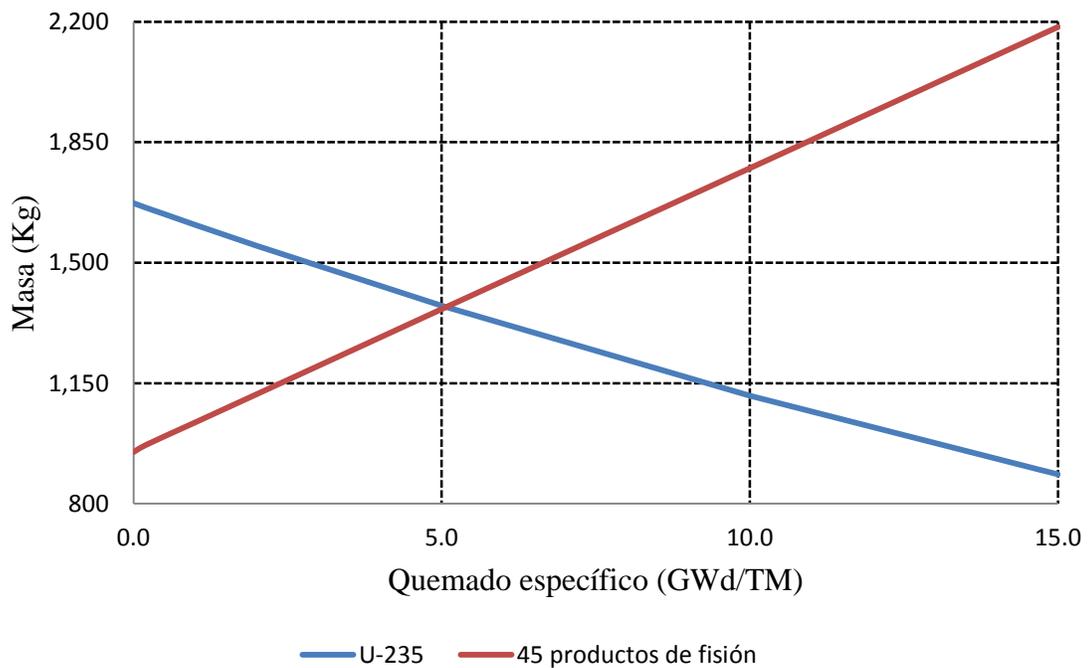


Figura 5.64 Inventario de U-235 y 45 productos de fisión en el ciclo N

El U^{235} disminuyó casi a la mitad de la concentración original al final del ciclo de operación, disminuyendo en forma constante a lo largo del ciclo (Figura 5.64).

Los productos de fisión tomados en consideración en la simulación, los cuales constan de algunos isótopos de kriptón, yodo, xenón, cesio, prometio, samario, y gadolinio, enumerados en la Sección 5.4, que en total suman 45, se les agrupó como 45 productos de fisión. Así, se sumó la masa de todos estos isótopos en cada uno de los pasos de quemado dentro del ciclo de operación. En el inicio del ciclo de operación, ya se tenía casi una tonelada de estos elementos. Se encontró que al final del ciclo de operación se había generado un poco más de una tonelada de estos 45 productos de fisión (Ver Figura 5.64).

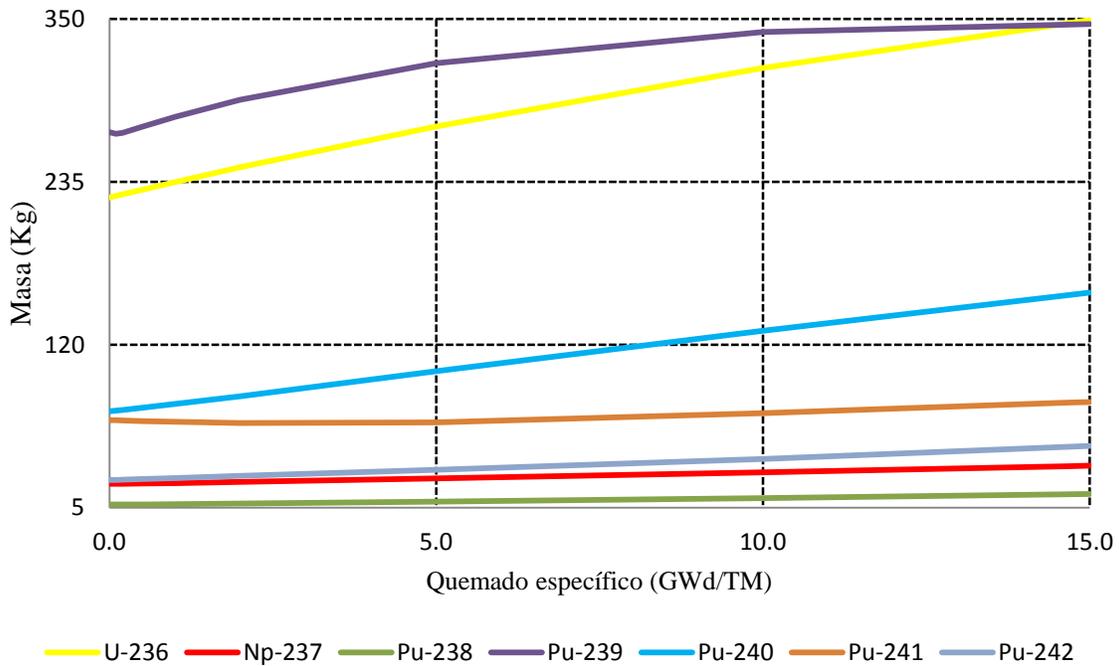


Figura 5.65 Inventario de U-236, Np-237 y plutonios importantes en el ciclo N

Cabe resaltar que la masa del Pu^{239} y del Pu^{241} aumento en menor proporción al final del ciclo debido a que gran parte de éstos se utiliza como combustible nuclear. Esto es debido a que la masa del U^{235} disminuye, y se compensa en gran medida por la producción de Pu^{239} (Ver Figura 5.65).

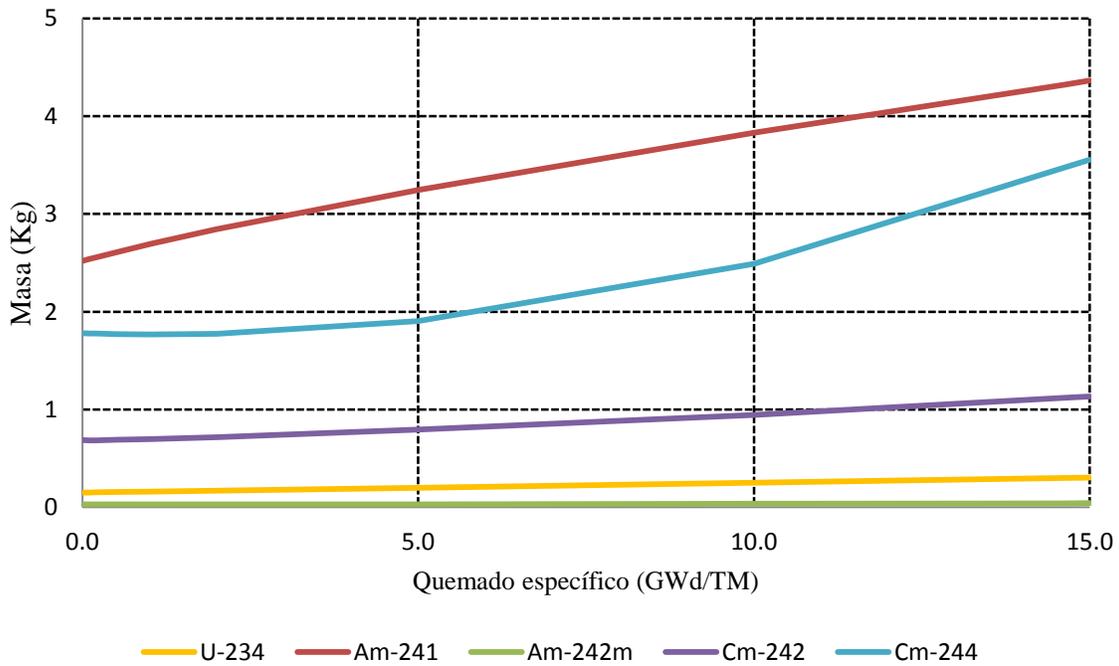


Figura 5.66 Inventario de U-234, americios y curios importantes en el ciclo N

Todos los actínidos menores, como por ejemplo, el Np^{237} (Figura 5.65), y el Am^{241} , Am^{242m} , Cm^{242} , Cm^{244} (Figura 5.66) aumentaron al final del ciclo de operación en comparación con su concentración original.

Cabe resaltar que la masa del U^{235} y del U^{238} disminuyeron a lo largo del ciclo de operación, mientras que todos los productos de fisión y actínidos menores aumentaron, algunos en mayor proporción que otros.

5.6 Simulación del Modelo ARI

El archivo de entrada en dónde se modeló la geometría ARI, de sus siglas en inglés, *All Rods In*, también toma en cuenta el quemado de ensambles de combustible de ciclos anteriores. Sin embargo, sólo encuentra el valor de k_{eff} en el estado ARI justo antes del inicio del ciclo de operación. Este archivo de entrada consta del núcleo con todas las barras de control insertadas hasta el 96% de la altura de la parte activa del núcleo, y se muestra en la Figura 5.67.

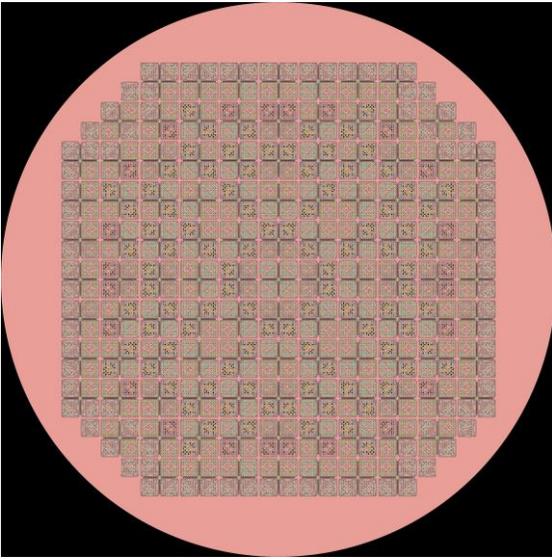


Figura 5.67 Geometría radial ARI

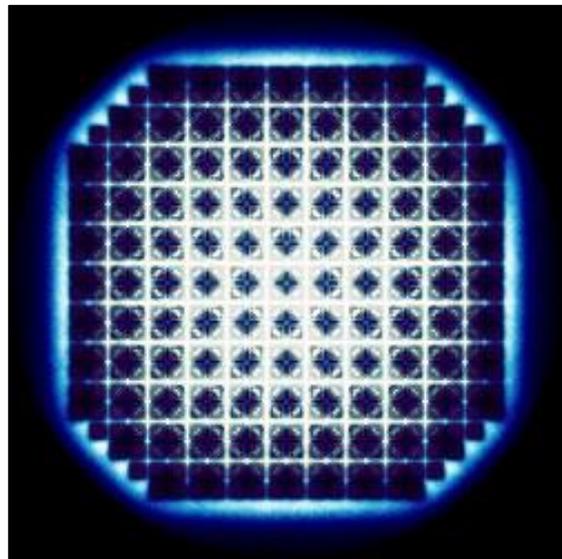


Figura 5.68 Vista radial de la potencia de fisión de la geometría ARI

Para propósitos de ilustración, se construyó el archivo de entrada ARO_SPENT, con la temperatura del combustible de 900K y una fracción de vacíos del 40%. En realidad, cuando se realiza un cálculo inicial con todas las barras de control totalmente insertadas, lo correcto es considerar la temperatura del combustible de 300K y la fracción de vacíos del 0%, ya que el reactor está en frío (sin potencia). Así, se activó el mecanismo de inserción de barras de control, y únicamente se tomó en cuenta el dato de k_{eff} en el quemado de 0 GWd/TM (Ver Figura 5.68). Este cálculo se realizó para comprobar que el valor de k_{eff} es menor a 1 en el estado ARI justo antes del inicio del ciclo de operación. El valor encontrado de k_{eff} fue de 0.827197, lo cual indica que en el estado ARI, el reactor es subcrítico, y que las barras de control funcionan correctamente en la simulación.

5.7 Simulación del Modelo BANCOS

De manera similar, se construyó el archivo de entrada ARO_SPENT, con la temperatura del combustible de 900K y un 40% de vacíos. Se activó el mecanismo de inserción de barras de control, donde se realizó la inserción a una altura de 304.8 cm del banco 9 y el banco 11 (Ver Figura 5.69). Sólo se tomó en cuenta el resultado de k_{eff} en el quemado de 0 GWd/TM (Ver Figura 5.70). Para esta simulación, k_{eff} fue igual a 1.04106. Si se compara con el valor obtenido de k_{eff} en la geometría ARO_SPENT en 0 GWd/TM , el cual fue de 1.055170, se observa que la inserción de estos 2 bancos disminuyó el valor de k_{eff} , como se suponía.

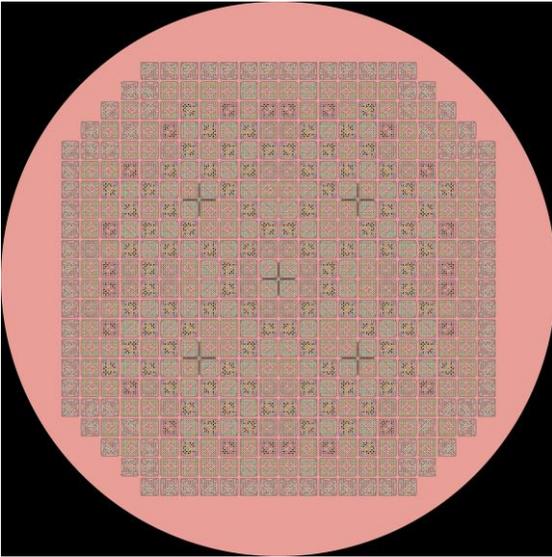


Figura 5.69 Geometría radial BANCOS

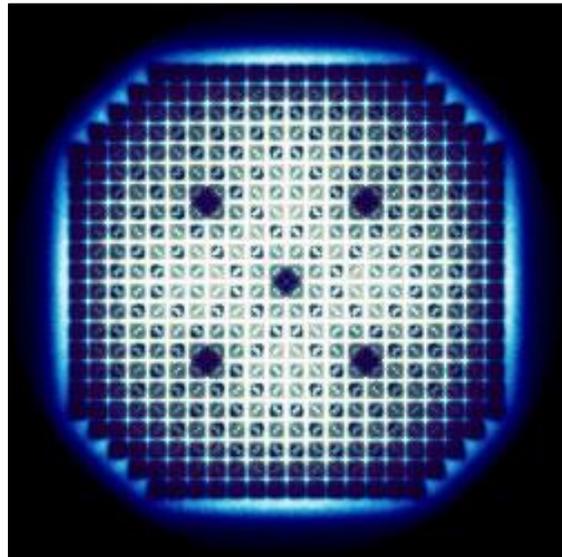


Figura 5.70 Vista radial de la potencia de fisión de la geometría BANCOS

CONCLUSIONES

Los resultados obtenidos del cálculo del calor de decaimiento que se obtuvieron en la simulación del quemado del combustible de un núcleo de un BWR de 3D con combustibles frescos (Ver Sección 5.3) igual a 118.65 MWt , y con combustibles frescos y gastados (Ver Sección 5.5) igual a 116.71 MWt fueron muy cercanos al valor esperado, el cual es de alrededor del 6% de la potencia de operación.

El resultado del cálculo de la longitud del ciclo de operación obtenido de la simulación en 3D del quemado del combustible de un núcleo de un BWR con combustibles frescos y gastados (Ver Sección 5.5) con un valor igual a 14.63052 GWd/TM fue más prolongado de lo que se esperaba, el cual era entre 11 y 13 GWd/TM .

Algunas de las razones por la cual se obtuvo este resultado pueden ser:

- Que sólo se consideraron 61 isótopos en un material combustible cuando el ensamble de combustible tiene algún quemado previo, pudiéndose considerar de 250 a 300 isótopos (Leppänen, J., et al, 2014).
- En el ciclo de operación N , en la simulación del quemado del combustible de un núcleo de un BWR de 3D con combustibles frescos y gastados (Ver Sección 5.5), sólo se consideró el quemado promedio de los tipos de ensamble de combustible con algún quemado previo, y no se consideró el quemado individual por ensamble.
- En esta misma simulación, se consideró un porcentaje de vacíos del 40% del refrigerante en la longitud activa de todos los ensambles de combustible. Sin embargo, cada ensamble de combustible tiene distintos porcentajes de vacío promedio en cada uno de los 25 nodos que componen a éstos. Además el refrigerante entra al núcleo como líquido subenfriado, y sale del núcleo con un porcentaje de vacíos de alrededor del 70% (Demazière, 2013).
- No se simularon algunas partes mecánicas debido a su complejidad, como los espaciadores, ni la parte interna del canal del combustible en forma de sierra. Los 2 elementos mencionados mejoran la transferencia de calor al refrigerante ya que generan un flujo turbulento del refrigerante a través del ensamble de combustible.

Por otro lado, se realizó una metodología para la simulación de configuraciones distintas de 13 bancos de barras de control en un BWR, en donde cada banco de barras de control puede estar a una altura específica de la parte activa del núcleo, o bien, no ser incluido en la simulación (Ver Sección 5.7). Este archivo de entrada es flexible, en el sentido de que puede ser modificado fácilmente por el usuario dependiendo de sus necesidades. Por ejemplo, se pueden realizar las modificaciones necesarias si se desean realizar simulaciones con inserción de barras de control de forma individual, o si requiere generar más bancos de

barras de control, también es factible. En esta metodología sólo se utilizó un tipo de barra de control, pero se puede generar más de 1 tipo dependiendo de la necesidad del usuario.

Además, se obtuvo el inventario de los isótopos más importantes que se encuentran en los materiales combustibles al final del ciclo de operación.

RECOMENDACIONES

Todas las simulaciones realizadas en este trabajo fueron realizadas en forma genérica, ya que se hizo una estimación de los datos del núcleo de un BWR.

Si se tuviese acceso a los datos técnicos de una Central Nuclear, y específicamente, del núcleo de un BWR, se podrían realizar cálculos más realistas.

Así, se podría realizar la simulación del núcleo de un BWR con datos de la temperatura del combustible, temperatura del moderador, fracción de vacíos, y así sucesivamente, para cada nodo axial en cada uno de los 444 ensambles de combustible en vez de utilizar una estimación de valores promedios de estos parámetros. De esta manera se podrían refinar los cálculos obtenidos.

TRABAJOS FUTUROS

Los trabajos futuros que se pueden realizar a partir de este trabajo son los siguientes:

La obtención de secciones eficaces para la geometría descrita del núcleo de un BWR con las condiciones descritas en la Sección 5.5, en función de cada paso de quemado, fracción de vacíos, temperatura del combustible y temperatura del moderador.

En este trabajo sólo se realizaron cálculos de un sistema nuclear en estado estacionario. Si bien se realizaron cálculos para distintos quemados, el principal parámetro estudiado fue el factor de multiplicación efectivo. Ahora, para poder realizar cálculos de estados transitorios, como la caída repentina de una barra de control, o la despresurización de la vasija, es necesario generar un banco de secciones eficaces. Este banco permitiría determinar las secciones eficaces para distintos estados termohidráulicos o de operación del reactor una vez que estos son determinados por un código termohidráulico.

APÉNDICE A

A. Archivo de Entrada para Serpent del Ensamble de Combustible Tipo A

```

1 %Quemado del Ensamble Tipo A
2 set title "Quemado_Ensamble_A"
3 set seed 1395427546
4 % - - - - - DEFINICIÓN DE LOS PINES DE COMBUSTIBLE:
5 %Están los pines: 10001,10002,10003,10005,10006,10007,10008,10010,10011,10013
6 %Están los combustibles: N3_A,N3_B,N3_C,N3_E,N3_F,N3_G,N3_H,N3_J,N3_K,N3_M
7 % - - -ELEMENTOS PIN
8 pin 10001
9 fuel_N3_A 0.43815
10 helium 0.44704
11 clad 0.51308
12 cool
13 pin 10002
14 fuel_N3_B 0.43815
15 helium 0.44704
16 clad 0.51308
17 cool
18 pin 10003
19 fuel_N3_C 0.43815
20 helium 0.44704
21 clad 0.51308
22 cool
23 pin 10005
24 fuel_N3_E 0.43815
25 helium 0.44704
26 clad 0.51308
27 cool
28 pin 10006
29 fuel_N3_F 0.43815
30 helium 0.44704
31 clad 0.51308
32 cool
33 pin 10007
34 fuel_N3_G 0.43815
35 helium 0.44704
36 clad 0.51308
37 cool
38 pin 10008
39 fuel_N3_H 0.43815
40 helium 0.44704
41 clad 0.51308
42 cool
43 pin 10010
44 fuel_N3_J 0.43815
45 helium 0.44704
46 clad 0.51308
47 cool
48 pin 10011
49 fuel_N3_K 0.43815
50 helium 0.44704
51 clad 0.51308
52 cool
53 pin 10013
54 fuel_N3_M 0.43815
55 helium 0.44704
56 clad 0.51308
57 cool
58 %-----PINS 77, 88 Y 99 -----
59 % Pin vacio
60 pin 77
61 cool
62 % Tubo guía vacio
63 pin 88
64 helium 0.44704
65 clad 0.51308
66 cool
67 % Moderador con 0% de vacios
68 pin 97
69 moder
70 % Moderador con 80% de vacios
71 pin 98
72 moder_80
73 % Refrigerante
74 pin 99
75 cool
76 % - - - ENSAMBLE DE COMBUSTIBLE A, DONDE EL ORDEN ASCENDENTE DE LAS CELDAS DE COMBUSTIBLE ES (LM,G1,A2,A3,A4,G5,G6 & UM)
77 % - - - Lattice 9700 (celda LM) moderador en la parte inferior del núcleo (LOW MODERATOR) %PERTENECE AL UNIVERSO 970
78 lat 9700 1 0.0 0.0 12 12 1.295
79 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
80 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
81 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
82 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
83 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
84 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
85 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
86 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
87 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
88 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
89 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
90 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97 97
91 % - - - Lattice 10 (celda G1) %PERTENECE AL UNIVERSO 100
92 lat 10 1 0.0 0.0 12 12 1.295
93 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
94 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
95 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99

```

Simulación 3D de un ciclo de operación del núcleo de un BWR usando Serpent

```

96 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
97 99 10001 10001 10001 10001 10001 99 99 10001 10001 10001 99
98 99 10001 10001 10001 10001 10001 99 99 10001 10001 10001 99
99 99 10001 10001 10001 99 99 10001 10001 10001 10001 10001 99
100 99 10001 10001 10001 99 99 10001 10001 10001 10001 10001 99
101 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
102 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
103 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
104 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
105 % - - Lattice 11 (celda A2) %PERTENECE AL UNIVERSO 110
106 lat 11 1 0.0 0.0 12 12 1.295
107 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
108 99 10002 10003 10005 10007 10007 10007 10006 10005 10003 10002 99
109 99 10003 10007 10006 10008 10006 10006 10008 10006 10007 10003 99
110 99 10005 10006 10013 10006 10013 10008 10007 10011 10006 10006 99
111 99 10007 10008 10006 10011 10008 99 99 10007 10008 10007 99
112 99 10007 10006 10013 10008 10007 99 99 10013 10007 10007 99
113 99 10007 10006 10008 99 99 10007 10007 10007 10011 10007 99
114 99 10006 10008 10007 99 99 10007 10007 10011 10008 10007 99
115 99 10005 10006 10011 10007 10013 10007 10011 10007 10010 10006 99
116 99 10003 10007 10006 10008 10007 10011 10008 10010 10007 10005 99
117 99 10002 10003 10006 10007 10007 10007 10007 10006 10005 10002 99
118 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
119 % - - Lattice 12 (celda A3) %PERTENECE AL UNIVERSO 120
120 lat 12 1 0.0 0.0 12 12 1.295
121 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
122 99 10002 10003 10005 10007 10007 10007 10006 10005 10003 10002 99
123 99 10003 88 10006 88 10006 10006 88 10006 88 10003 99
124 99 10005 10006 10013 10006 10013 10008 10007 10011 10006 10006 99
125 99 10007 88 10006 10011 10008 99 99 10007 88 10007 99
126 99 10007 10006 10013 10008 88 99 99 10013 10007 10007 99
127 99 10007 10006 10008 99 99 88 10007 10007 10011 10007 99
128 99 10006 88 10007 99 99 10007 10007 10011 88 10007 99
129 99 10005 10006 10011 10007 10013 10007 10011 10007 10010 10006 99
130 99 10003 88 10006 88 10007 10011 88 10010 88 10005 99
131 99 10002 10003 10006 10007 10007 10007 10007 10006 10005 10002 99
132 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
133 % - - Lattice 13 (celda A4) %PERTENECE AL UNIVERSO 130
134 lat 13 1 0.0 0.0 12 12 1.295
135 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
136 99 10002 10003 10005 10007 10007 10007 10006 10005 10003 10002 99
137 99 10003 77 10006 77 10006 10006 77 10006 77 10003 99
138 99 10005 10006 10013 10006 10013 10008 10007 10011 10006 10006 99
139 99 10007 77 10006 10011 10008 99 99 10007 77 10007 99
140 99 10007 10006 10013 10008 77 99 99 10013 10007 10007 99
141 99 10007 10006 10008 99 99 77 10007 10007 10011 10007 99
142 99 10006 77 10007 99 99 10007 10007 10011 77 10007 99
143 99 10005 10006 10011 10007 10013 10007 10011 10007 10010 10006 99
144 99 10003 77 10006 77 10007 10011 77 10010 77 10005 99
145 99 10002 10003 10006 10007 10007 10007 10007 10006 10005 10002 99
146 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
147 % - - Lattice 14 (celda G5) %PERTENECE AL UNIVERSO 140
148 lat 14 1 0.0 0.0 12 12 1.295
149 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
150 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
151 99 10001 77 10001 77 10001 10001 77 10001 77 10001 99
152 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
153 99 10001 77 10001 10001 10001 99 99 10001 77 10001 99
154 99 10001 10001 10001 10001 77 99 99 10001 10001 10001 99
155 99 10001 10001 10001 10001 99 77 10001 10001 10001 99
156 99 10001 77 10001 99 99 10001 10001 10001 77 10001 99
157 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
158 99 10001 77 10001 77 10001 10001 77 10001 77 10001 99
159 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
160 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
161 % - - Lattice 15 (celda G6) %PERTENECE AL UNIVERSO 150
162 lat 15 1 0.0 0.0 12 12 1.295
163 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
164 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
165 99 10001 77 10001 77 10001 10001 77 10001 77 10001 99
166 99 10001 10001 88 10001 88 10001 10001 88 10001 10001 99
167 99 10001 77 10001 88 10001 99 99 10001 77 10001 99
168 99 10001 10001 88 10001 77 99 99 88 10001 10001 99
169 99 10001 10001 10001 99 99 77 10001 10001 88 10001 99
170 99 10001 77 10001 99 99 10001 10001 88 77 10001 99
171 99 10001 10001 88 10001 88 10001 88 10001 88 10001 99
172 99 10001 77 10001 77 10001 88 77 88 77 10001 99
173 99 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 10001 99
174 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99 99
175 % - - Lattice 9800 (celda UM) moderador en la parte superior del núcleo (UPPER MODERATOR) %PERTENECE AL UNIVERSO 980
176 lat 9800 1 0.0 0.0 12 12 1.295
177 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
178 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
179 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
180 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
181 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
182 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
183 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
184 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
185 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
186 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
187 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
188 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98 98
189 % - - ENSAMBLE TIPO A COMPUESTO DE 27 CAPAS AXIALES
190 lat 16 9 0.0 0.0 27
191 0.0 970
192 15.24 100
193 30.48 110
194 45.72 110
195 60.96 110
196 76.20 110
197 91.44 110
198 106.68 110
199 121.92 110
200 137.16 110
201 152.40 110
202 167.64 110

```

Simulación 3D de un ciclo de operación del núcleo de un BWR usando Serpent

```

203 182.88 110
204 198.12 110
205 213.36 110
206 228.60 110
207 243.84 120
208 259.08 120
209 274.32 130
210 289.56 130
211 304.80 130
212 320.04 130
213 335.28 130
214 350.52 130
215 365.76 140
216 381.00 150
217 396.24 980
218 % - - - - - SUPERFICIES, LAS CUALES SON IGUALES PARA LAS 6 SUPERFICIES- - - - -
219 % --- Canal externo(pitch del ensamble = 15.24):
220 surf 01 sqc 0.0 0.0 6.70306 1.3081 %Superficie del canal interno del ensamble de combustible
221 surf 02 sqc 0.0 0.0 6.86816 1.3081 %Superficie externa del canal interno del ensamble de combustible
222 surf 03 sqc 0.0 0.0 7.62 %Superficie que delimita el sistema de todas las celdas de control
223 % --- Tubos de agua en un ensamble de combustible
224 surf 04 cyl 1.295 -1.295 1.1685 %Sup. interna del primer tubo de agua de un ensamble de combustible, ubicado en el 4to. cuadrante
225 surf 05 cyl 1.295 -1.295 1.2445 %Sup. externa del primer tubo de agua de un ensamble de combustible, ubicado en el 4to. cuadrante
226 surf 06 cyl -1.295 1.295 1.1685 %Sup. interna del segundo tubo de agua de un ensamble de combustible, ubicado en el 2do. cuadrante
227 surf 07 cyl -1.295 1.295 1.2445 %Sup. externa del segundo tubo de agua de un ensamble de combustible, ubicado en el 2do. cuadrante
228 % La altura de la parte activa del núcleo BWR es de 381 cm
229 % --- Volumen de un ensamble de combustible
230 surf FA cuboid -7.62 7.62 -7.62 7.62 0.0 411.48 %El volumen formado por la superficie FA
231 % - - - - - ENSAMBLE DE COMBUSTIBLE TIPO A - - - - -
232 % - - - - - UNIVERSO 970 (LOW MODERATOR) - - - - -
233 cell 970LM001 970 fill 9700 -03
234 cell 970LM002 970 moder 03
235 % - - - - - UNIVERSO 100 (Celda G1) - - - - -
236 cell 100G001 100 moder -04
237 cell 100G002 100 box 04 -05
238 cell 100G003 100 moder -06
239 cell 100G004 100 box 06 -07
240 cell 100G005 100 box 01 -02
241 cell 100G006 100 moder 02 -03
242 cell 100G007 100 fill 10 -01 05 07
243 cell 100G008 100 moder 03
244 % - - - - - UNIVERSO 110 (Celda A2)- - - - -
245 cell 110A001 110 moder -04
246 cell 110A002 110 box 04 -05
247 cell 110A003 110 moder -06
248 cell 110A004 110 box 06 -07
249 cell 110A005 110 box 01 -02
250 cell 110A006 110 moder 02 -03
251 cell 110A007 110 fill 11 -01 05 07
252 cell 110A008 110 moder 03
253 % - - - - - UNIVERSO 120 (Celda A3) - - - - -
254 cell 120A001 120 moder -04
255 cell 120A002 120 box 04 -05
256 cell 120A003 120 moder -06
257 cell 120A004 120 box 06 -07
258 cell 120A005 120 box 01 -02
259 cell 120A006 120 moder 02 -03
260 cell 120A007 120 fill 12 -01 05 07
261 cell 120A008 120 moder 03
262 % - - - - - UNIVERSO 130 (Celda A4) - - - - -
263 cell 130A001 130 moder -04
264 cell 130A002 130 box 04 -05
265 cell 130A003 130 moder -06
266 cell 130A004 130 box 06 -07
267 cell 130A005 130 box 01 -02
268 cell 130A006 130 moder 02 -03
269 cell 130A007 130 fill 13 -01 05 07
270 cell 130A008 130 moder 03
271 % - - - - - UNIVERSO 140 (Celda G5) - - - - -
272 cell 140G001 140 moder -04
273 cell 140G002 140 box 04 -05
274 cell 140G003 140 moder -06
275 cell 140G004 140 box 06 -07
276 cell 140G005 140 box 01 -02
277 cell 140G006 140 moder 02 -03
278 cell 140G007 140 fill 14 -01 05 07
279 cell 140G008 140 moder 03
280 % - - - - - UNIVERSO 150 (Celda G6) - - - - -
281 cell 150G001 150 moder -04
282 cell 150G002 150 box 04 -05
283 cell 150G003 150 moder -06
284 cell 150G004 150 box 06 -07
285 cell 150G005 150 box 01 -02
286 cell 150G006 150 moder 02 -03
287 cell 150G007 150 fill 15 -01 05 07
288 cell 150G008 150 moder 03
289 % - - - - - UNIVERSO 980 (UPPER MODERATOR) - - - - -
290 cell 980UM001 980 fill 9800 -01
291 cell 980UM002 980 moder 01 -02
292 cell 980UM003 980 moder 02 -03
293 cell 980UM004 980 outside 03
294 % - - - - - UNIVERSO 0
295 cell FA001 0 fill 16 -FA
296 cell FA002 0 outside FA
297 % --- FUEL MATERIALS FOR CORE
298 mat fuel_N3_A -10.6760 burn 1 vol 2.1508E+03 %----(0.711,0.0,10.676)
299 92235.09c -0.00618886
300 92238.09c -0.87531206
301 8016.09c -0.11849908
302 mat fuel_N3_B -10.50324 burn 1 vol 8.0901E+02 %----(2.0,0.0,10.50324)
303 92235.09c -0.01741139
304 92238.09c -0.86407252
305 8016.09c -0.11851609
306 mat fuel_N3_C -10.50324 burn 1 vol 1.2128E+03 %----(2.8,0.0,10.50324)
307 92235.09c -0.0243781186
308 92238.09c -0.8570952331
309 8016.09c -0.1185266483

```

Simulación 3D de un ciclo de operación del núcleo de un BWR usando Serpent

```

310 mat fuel_N3_E -10.50324 burn 1 vol 1.2132E+03 %---(3.6,0.0,10.50324)
311 92235.09c -0.0313460884
312 92238.09c -0.8501167010
313 8016.09c -0.1185372105
314 mat fuel_N3_F -10.50324 burn 1 vol 3.6396E+03 %---(3.95,0.0,10.50324)
315 92235.09c -0.0343949658
316 92238.09c -0.8470632021
317 8016.09c -0.1185418321
318 mat fuel_N3_G -10.50324 burn 1 vol 6.0294E+03 %---(4.4,0.0,10.50324)
319 92235.09c -0.0383153002
320 92238.09c -0.8431369251
321 8016.09c -0.1185477747
322 mat fuel_N3_H -10.50324 burn 1 vol 1.8386E+03 %---(4.9,0.0,10.50324)
323 92235.09c -0.0426716885
324 92238.09c -0.8387739333
325 8016.09c -0.1185543782
326 % --- Fuel with Gd:
327 %---(3.95,4.0,10.37279)
328 mat fuel_N3_J -10.37279 burn 10 vol 4.0428E+01
329 92235.09c -0.0330191671
330 92238.09c -0.8131806740
331 64152.09c -0.0000694075
332 64154.09c -0.0007565414
333 64155.09c -0.0051361529
334 64156.09c -0.0071038547
335 64157.09c -0.0054311346
336 64158.09c -0.0086204079
337 64160.09c -0.0075862366
338 8016.09c -0.1190964234
339 %---(4.4,4.0,10.37279)
340 mat fuel_N3_K -10.37279 burn 10 vol 1.4155E+02
341 92235.09c -0.0367826882
342 92238.09c -0.8094114481
343 64152.09c -0.0000694075
344 64154.09c -0.0007565414
345 64155.09c -0.0051361529
346 64156.09c -0.0071038547
347 64157.09c -0.0054311346
348 64158.09c -0.0086204079
349 64160.09c -0.0075862366
350 8016.09c -0.1191021282
351 %---(4.4,5.0,10.34018)
352 mat fuel_N3_M -10.34018 burn 10 vol 1.0111E+02
353 92235.09c -0.0363995352
354 92238.09c -0.8009800788
355 64152.09c -0.0000867593
356 64154.09c -0.0009456768
357 64155.09c -0.0064201911
358 64156.09c -0.0088798183
359 64157.09c -0.0067889183
360 64158.09c -0.0107755099
361 64160.09c -0.0094827957
362 8016.09c -0.1192407166
363 % --- Encamisado y pared del canal de un ensamble de combustible
364 mat clad -6.55 vol 6.6416E+03 % densidad másica del encamisado (Zircaloy) (-)
365 40000.06c -0.98135 % Fracción de masa del zircaloy natural (-)
366 24000.06c -0.00100 % Fracción de masa del cromo natural (-)
367 26000.06c -0.00135 % Fracción de masa del hierro natural (-)
368 28000.06c -0.00055 % Fracción de masa del níquel natural (-)
369 50000.06c -0.01450 % Fracción de masa del estaño natural (-)
370 8016.06c -0.00125 % Fracción de masa del O-16 (-)
371 mat box -6.55 vol 3.8526E+03
372 40000.06c -0.98135
373 24000.06c -0.00100
374 26000.06c -0.00135
375 28000.06c -0.00055
376 50000.06c -0.01450
377 8016.06c -0.00125
378 mat helium -0.81296459E-3 vol 1.2102E+03 %Densidad calculada con la ley de gases ideales PV=mRT
379 2004.06c -0.81296459E-3 %No se considera el He-3, ya que la concentración del He-3 es muy pequeña comparada con el He-4
380 % --- Refrigerante (40% de vacíos):
381 mat cool -0.45698 moder lwtr 1001 vol 3.6632E+04
382 1001.06c 0.66667
383 8016.06c 0.33333
384 % --- Moderador: 0% de vacíos
385 mat moder -0.73650 moder lwtr 1001 vol 2.4792E+04
386 1001.06c 0.666667 % atomic fraction of hydrogen (+)
387 8016.06c 0.333333 % atomic fraction of oxygen (+)
388 % --- Moderador 80% de vacíos:
389 mat moder_80 -0.17746 moder lwtr 1001 vol 2.7166E+03
390 1001.06c 0.666667 % Fracción atómica del hidrógeno(+)
391 8016.06c 0.333333 % Fracción atómica del oxígeno (+)
392 % --- Dispersión térmica para agua ligera % TM=600K
393 therm lwtr lwe7.12t % Se utiliza la biblioteca ENDF/VII lwe7., donde 06t=450K, 08t=500K, 10t=550K, 12t=600K, 14t=650K, 18t=800K
394 % --- Ruta hacia la biblioteca de secciones eficaces:
395 set accelib "/home/Serpent/xsdata/endlfb7/sss_endfb7u.xsdata"
396 % --- Condición de frontera reflectiva:
397 set bc 2 % 1 cuando la condición de frontera es la pérdida del neutrón, (black)
398 % --- Generación de constantes de grupo:
399 set gcm 0 % universo = 0 (homogenización en todo el espacio)
400 set sym 2 % simetria= 2 (En el núcleo la simetria es igual a 4)
401 set nfg 4 0.625E-6 5.5E-3 0.821 % Estructura de 4 grupos (3 fronteras entre grupos de energía)
402 % --- Población de neutrones y criticidad de los ciclos
403 set pop 50000 500 20 % 50,000 neutrones, a 500 ciclos, con 20 ciclos inactivos
404 % ---Gráfico geométrico y gráfico de la malla:
405 %plot 1 1000 1000 0.001
406 %plot 2 1000 1000 2
407 %plot 3 1000 1000 0
408 %plot 3 1000 1000 15.24
409 %plot 3 1000 1000 228.60
410 %plot 3 1000 1000 259.08
411 %plot 3 1000 1000 350.52
412 %plot 3 1000 1000 365.76
413 %plot 3 1000 1000 381
414 %plot 3 1000 1000 396.24
415 mesh 1 500 500
416 mesh 3 500 500

```

```

417 % --- Bibliotecas de decaimiento y de fracciones de fisión
418 set declib "/home/Serpent/xsdata/endlfb7/sss_endfb7.dec"
419 set nfylib "/home/Serpent/xsdata/endlfb7/sss_endfb7.nfy"
420 % --- Reducción del tamaño de la rejilla desionizada de energía
421 set egrid 5E-4 1E-9 15.0 % Se hizo más grande la separación entre 2 puntos de energía adyacentes, de 5E-5 (predeterminado) a 5E-4
422 % --- Corte de porcentajes de productos de fisión, y corte de estabilidad
423 set fpcut 1E-6
424 set stabcut 1E-12
425 % --- Opciones para el cálculo de quemado:
426 set bumode 2 % Método de CRAM
427 set pcc 1 % Cálculo de predictor-corrector
428 set xscal 2 % Cálculo de secciones eficaces
429 % --- Ciclo de irradiación:
430 set powdens 25.143E-3
431 % en el paso de quemado 1, el quemado inicial es 0. El valor del quemado promedio de todos los ensambles tipo A = 40800 MWd/TM
432 dep butot % pasos de quemado, las unidades de quemado dadas en MWd/kgU
433 40.8
434 % --- Inventario de los núclidos:
435 % --- Lista de isótopos para el cálculo del inventario al inicio y al final del ciclo de operación:
436 set inventory
437 922340
438 922350
439 922360
440 922380
441 932370
442 942380
443 942390
444 942400
445 942410
446 942420
447 952410
448 952421
449 962420
450 962440
451 80160 %O
452 80170
453 360800 %Kr
454 360820
455 360830
456 360840
457 360850
458 360860
459 531270 %I
460 531290
461 531300
462 531310
463 531350
464 541280 %Xe
465 541290
466 541300
467 541310
468 541320
469 541330
470 541340
471 541350
472 541360
473 551330 %Cs
474 551340
475 551350
476 551360
477 551370
478 611470 %Pm
479 611480
480 613481
481 611490
482 611510
483 621470 %Sm
484 621480
485 621490
486 621500
487 621510
488 621520
489 621530
490 621540
491 641520 %Gd
492 641530
493 641540
494 641550
495 641560
496 641570
497 641580
498 641600

```

REFERENCIAS

- Cacuci, D. G. (2010). Handbook of Nuclear Engineering. En P. J. Turinski, *Volume 2 Reactor Design* (pág. 1279). Karlsruhe: Springer.
- Crossland, I. (2012). Nuclear Fuel Cycle Science and Engineering. En I. Crossland, *Nuclear Fuel Cycle Science and Engineering* (págs. 258,259). Sawston: Elsevier.
- Demazière, C. (2013). Multi-physics modelling of nuclear reactors: current practices in a nutshell. *International Journal of Nuclear Energy Science and Technology*, 290-292,294.
- Glasstone, S. (1955). Principles of Nuclear Reactor Engineering. En S. Glasstone, *Principles of Nuclear Reactor Engineering* (pág. 92). Princeton, New Jersey: Van Nostrand.
- Isotalo, A. (2013). Computational Methods for Burnup Calculations with Monte Carlo Neutronics. En A. Isotalo, *Computational Methods for Burnup Calculations with Monte Carlo Neutronics* (págs. 11-15). Finland: Doctoral Dissertation.
- Kaltiaisenaho, T. (2014). *Statistical Tests and the Underestimation of Variance in Serpent 2*. Finland.
- Kroese, D. P. (2011). Handbook for Monte Carlo Method. New Jersey: John Wiley & Sons.
- Lamarsh, J. R. (1983). Introduction to Nuclear Engineering. En J. R. Lamarsh, *Introduction to Nuclear Engineering* (págs. 10,46,50,66,70-71,75,111-112,117,119). Massachusetts: Addison-Wesley.
- Leppänen, J. (2007). *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code*. Espoo, Finland: Doctoral Dissertation. Helsinki University of Technology.
- Leppänen, J. (2008). *PSG Status Report*. Finland: Research Report VTT-R-02580-08.
- Leppänen, J. (2009). *Serpent Progress Report 2009*. Finlandia.
- Leppänen, J. (2009). Two practical methods for unionized energy grid construction in continuous-energy Monte Carlo neutron transport calculation. *Annals of Nuclear Energy*, 878-885.
- Leppänen, J. (2010). Performance of Woodcock delta-tracking in lattice physics applications using the Serpent Monte Carlo reactor physics burnup calculation code. *Annals of Nuclear Energy*, 715-722.

- Leppänen, J. (2015). *Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. User's Manual*. Finlandia.
- Leppänen, J., et al. (2014). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*.
- Lewis, E. (2008). Fundamentals of Nuclear Reactor Physics. En E. Lewis, *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics* (págs. 257-259). IL: Academic Press.
- Meyer, P. L. (1986). Probabilidad y Aplicaciones Estadísticas. En P. L. Meyer, *Probabilidad y Aplicaciones Estadísticas* (págs. 68-74). Wilmington: Addison-Wesley Iberoamericana.
- Rogers, D. F. (1991). State of the art in Computer graphics. En D. F. Rogers, *State of the art in Computer graphics* (Primera ed., págs. 185-187). Springer-Verlag.
- Ronen, Y. (1986). *CRC Handbook of Nuclear Reactors Calculations Volume II-III*. Universidad de Michigan: CRC Press.
- Serpent*. (2014). Obtenido de A Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code: <http://montecarlo.vtt.fi/>
- Tanarro Sanz, A. (1999). *Diccionario inglés-español sobre tecnología nuclear: glosario de términos*. Foro de la Industria Nuclear Española.
- U.S. Department of Energy. (1993). DOE Fundamentals Handbook. Nuclear Physics and Reactor Theory. En *DOE Fundamentals Handbook. Nuclear Physics and Reactor Theory* (págs. 1-16). Washington, D.C.
- Van Wylen, G. (2003). Fundamentos de Termodinámica. En G. Van Wylen, *Fundamentos de Termodinámica* (págs. 68-72). México: Limusa Wiley.
- Winterton, R. (1981). En *Thermal Design of Nuclear Reactors* (págs. 15-16). New York: Pergamon Press.